TN134 75-04

# 動力炉技報No.16 1975.11

# 動力炉技報No.16　も　く　じ

## 概　況

■新型転換炉開発概況……1
■高速増殖炉開発概況……4

## 成果抄録

■新型転換炉関係研究開発成果抄録……9
■高速増殖炉関係研究開発成果抄録……14

## 技術資料

■新型転換炉原型炉「ふげん」燃料交換装置の開発……堀田　修／雪島伊乙夫…28
■50MW蒸気発生器1号機の試験について……田中　健二…42
■FBR用炉内中性子検出器の開発……白山　新平…56

## 海外の動向

■海外における動力炉開発の状況(16)……66

## その他

■外部発表活動、寄稿論文、専門委員会活動……70

# 新型転換炉開発概況

## 1．原型炉「ふげん」の建設

許認可関係については、工事計画軽微変更届出書（第2、3、4、8、9、12、13、15、16、17、19回）を通産省に提出済である。

また原子炉補助系統設備、計測制御系統設備、燃料取扱設備などにかかる第20回申請分が8月に認可を受けた。さらに第21回申請分にかかわる希ガスホールドアップ装置などの申請準備を行った。

現地据付工事は現在順調に進んでおり機電工事としては、原子炉本体の上部鉄水スリーブとカランドリア上管板の溶接を終了して、鉄水スリーブと鉄水遮へい体上管板との溶接作業が行われており、下部鉄水スリーブと鉄水遮へい体下管板との溶接を終了し仕上げ施工中である。

原子炉冷却系では蒸気ドラム（＃A）を7月に水切りして芯出しを終了した。

原子炉補助系では重水系、ヘリウム系、炭酸ガス系、ポイズン供給系、補機冷却系などの各配管工事を進めている。

工学的安全防護系では急速注水系アキュームレータ、隔離冷却系、蒸気放出プール冷却系の各熱交換器がそれぞれ8月に据付を完了した。

燃料取扱および貯蔵設備では、プール水冷却系熱交換器、浄化系濾過脱塩器、新燃料輸送容器起し台、および燃料出入機台車などの据付を完了した。

廃棄物処理設備では、廃ガス管、希ガス移送配管の各配管中である。

タービン設備では、本体の高圧、低圧の各ケーシングが7月末にサイトに到着し設定中で、補機冷却海水ポンプの据付が8月に完了して、主蒸気管、復水管などの各配管作業が行われている。

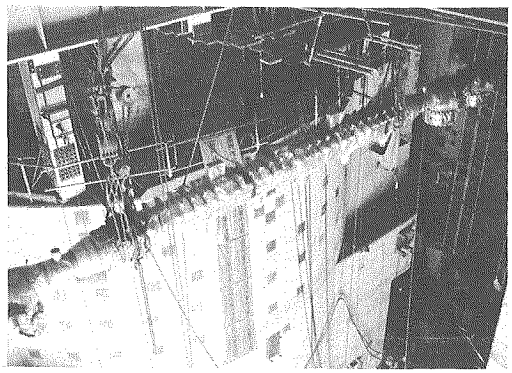


写真2　下部ヘッダ（A号機）の据付（50.8）

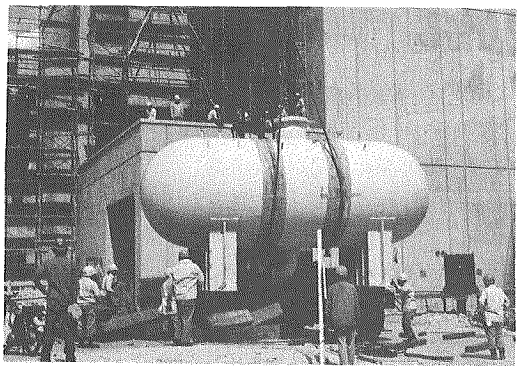


写真1　急速注水系蓄圧器の搬入（50.8）

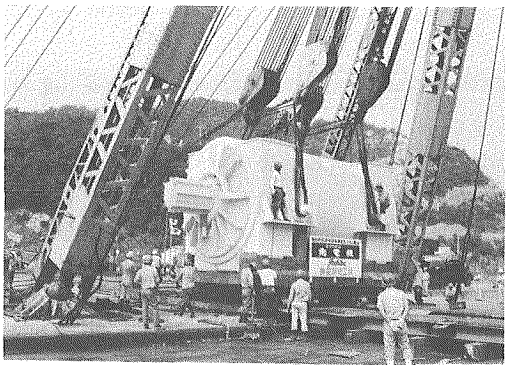


写真3　発電機水切（50.9）

## 2　概　況

電気設備はタービン発電機を9月に水切りして、ベットへの設置を完了した。非常用ディーゼル発電機（＃A、B）の排気管などの配管工事中である。また275KV受電設備が完成し7月から受電を開始している。

原子炉主要機器のうちでは今回のタービン発電機のサイト搬入をもって大物機器類の搬入は完了し、これから小物機器の据付、各系統の配管工事などが主体となる。

建築工事については、原子炉建屋スナウト室の後打壁コンクリート、塗装などの仕上工事を実施中である。燃料貯蔵プール建屋においては、F／B貯蔵プール他のライニング溶接中であり、R／B交換プール、F／Bキャスク洗浄室はライニングを終了して漏水検査が行われている。このほか耐圧フラッシング用共通屋外仮設備現地据付工事が完了した。

一方、原子炉主要機器の工場製作は、原子炉本体（日立）、原子炉冷却系（三菱）、原子炉補助系（住友）、燃料取扱設備、廃棄物処理設備（富士）、発電設備（東芝）、電気設備、のほか諸設備などについて進めている。

初装荷用燃料集合体の製作は、Pu富化燃料集合体被覆管および部材の製造（住金、神鋼）、U微濃縮燃料集合体はペレットの製造および部材、被覆管の製造（原燃工）が進められている。

9月末建設総合進捗率は約79%である。

## 2．研究開発

### 2．1　設計

設計コードの開発は原型炉運転時炉心特性の検討（II）、原型炉運転特性の総合評価検討（II）および出力上昇試験法の検討（III）（以上日立）について委託研究して作業を行っている。また炉心および圧力管系における流動特性評価（IV）DCA実験データにもとづく「ふげん」炉心特性評価（III）についてそれぞれ契約準備を進めている。

海外炉調査は重水製造技術に関する調査（VI）および（V）はおのおの調査中であり、原型炉燃料プレコンディショニング調査研究の委託が成立した。

構造設計研究は、プルトニウム燃料集合体の製造、取扱評価と検査評価を主要課題として動燃・東海事業所で実施されており、使用済燃料の取扱評価、燃料アセンブリ解析コードの研究委託準備を進めた。

新型転換炉評価研究においては、大型炉の基本構想について検討し、その取まとめおよび概念設計に対する技術仕様を詰めている。また核燃料サイクルからの検討、一次系カーボンスチール使用の検討など関連検討調査についても発注準備を進めた。

### 2．2　炉物理

大洗工学センターの重水臨界装置（DCA）では、25cm格子ピッチ、0.54%、0.87%$PuO_2$－$UO_2$燃料装荷炉心においてパルス実験、箔照射実験を行って中性子束分布、ミクロパラメータ、冷却材ボイド反応度、およびローカルピーキングなどの測定を実施した。

あわせて22.5cm格子ピッチならびに25.0cm格子ピッチ$PuO_2$－$UO_2$燃料装荷炉心実験データの解析を行っている。

このほか8月にIAEAの核燃料に対する査察を受け無事終了した。

### 2．3　伝熱流動

大洗工学センターの大型熱ループ（HTL）では、バーンアウト熱流束におよぼす燃料集合体スペーサ効果の伝熱流動実験、自然循環時の並列チャンネル安定性実験、低圧時の温度不安定領域における流れの安定性実験、特殊燃料バーンアウト実験などについて実験した。実験解析として環状流路の熱伝達、サブクール時の沸騰熱伝達の解析、並列流路の安定性実験などの種々パラメータサーベイ計算を行って諸因子の影響について検討し、実験の傾向との対比を行った。

このほかループの定期検査に対する点検補修作業を8月から実施して9月初め完了した。

### 2．4　部品、機器

圧力管などと異種金属の接合部開発では、圧力管延長部材料の照射後試験（III）（原研）が完了し、応力腐食特性試験（日立）、照射脆化の評価研究（日立）、短尺カランドリア管接合部試験

（日立）がおのおの進行中である。なおカランドリア管材料照射試験（原研）はＪＭＴＲ定検中につき特に進展がなかった。

シールプラグ試作開発（富士）は、高温着脱試験（II）、実寸大モデルのシールプラグボールラッチ部耐荷重試験がともに完了して評価検討を行っている。

燃料交換装置開発（富士）は、燃料交換機第3次試験で分割型シールプラグによる交換試験を完了して、一部の解体検査を実施した。

ＣＴＬ試験は標準燃料集合体による3000時間耐久試験後の実尺圧力管集合体および下部延長管の解体検査を実施した。また口径別炉心直管資料の常温単相流動実験を行って、その傾向と対比して解析コードの整備を図った。このほかループの定期検査に対する点検補修作業を8月から行って9月初め完了した。

運転保守設備開発は、圧力管下部延長部シール面補修装置の設計研究（スギノマシン）が完了し、試作の見通しを得た。圧力管交換装置試作（日立）は製作設計の作業中である。

また制御棒交換装置、中性子検出器交換装置の各試作開発は発注準備を進めた。

炉内中性子検出装置（東芝）はＪＭＴＲ性能確認に対する試験計画をつめ発注準備中である。

原子炉圧力管モニタリング装置開発は、溶接部超音波探傷装置試作（日立）の検収を済ませ、大洗ＩＳＩ室では各検出器の単体試験ならびに総合モックアップ試験を鋭意進めている。

## 2.5　燃料・材料

再使用燃料水中検査装置試作開発（富士）のうち標準燃料集合体の検査装置の試作が進行しており、特殊燃料取扱装置などの試作はメーカと契約交渉中である。

燃料開発においてジルコニウム合金スペーサの試験計画を検討し、燃料集合体など設計確認評価（原燃工）は、案内ばねの最終仕様を決定した。

特殊燃料集合体試作開発は5次試作（原燃工）で主要部材を製作中である。また特殊燃料第5次核熱検討（日立）、特殊燃料集合体要素などの設計検討（原燃工）が完了し実機製作に対する知見を得た。また実機用特殊燃集合体製作に対する技術仕様検討を進めている。

ＣＴＬでは5次改良標準燃料集合体の3000時間耐久試験後の解体検査、および標準燃料集合体の振動特性実験について実施した。

燃料集合体強制振動試験（船研）は第4次特殊燃料について振動試験を終了し、改良案内ばね装着の特殊燃料振動試験を計画中である。

燃料輸送容器試作開発ではPu燃料用容器の実車走行試験を行って試験前後の検査データをとりまとめ、実機の適用性について評価検討中である。

燃料の照射試験はＪＭＴＲにおける照射試験は定検のためとくに進展がなかった。このほか第4次照射試験に関する照射試験片の製作をすすめた。

ＨＢＷＲ（ノルウェー）におけるPu燃料の照射試験が順調に進んでいる。

ＳＧＨＷＲ（英）では特殊燃料の照射後試験が継続中である。標準Ｕ燃料は冷却中で照射後試験の内容検討を行った。またPu燃料の照射試験として集合体の製作およびＵＫＡＥＡとの照射試験契約が済んで輸送待ちである。

材料開発については、初装荷用Pu富化燃料集合体被覆管の受入検査、部材の官庁検査などが逐時行われているほか、被覆管、圧力管などの評価試験などが実施されている。（以上動燃・東海事業所）、なおまた研究委託において圧力管炉外脆性特性試験（Ⅳ）は試験計画の検討、圧力管脆性破壊感知技術の開発にともなう音響放射解析評価、および原型炉構造材料の腐食に関する研究などについておのおの試験計画を検討している。

圧力管材料の照射試験は、ＪＭＴＲによる内圧クリープ試験、単軸クリープ試験の照射試験がＪＭＴＲの定検のためとくに進展がなかった。また腐食試料およびＦＰ放出試料は照射後試験まちであり、内圧バースト試験はこれまでの照射済試料を冷却保管中である。

## 2.6　安全性

大洗工学センターの安全性試験では、冷却材喪失時の過渡特性試験、高温再冠水予備実験を

実施して実験条件の検討を行った。また音響による原子炉入口管破断検出法ならびに原型炉冷却材循環ポンプのノイズ測定に関する実験計画の検討および実験解析を進めた。

このほか8月から試験装置の定期検査に対する装置点検補修作業を開始し9月初旬完了した。

安全性解析については、安全性解析（Ⅳ）を完了、同じく（Ⅶ）および解析コードの改良、整備（以上日立）について作業が進行している。

トリチウム関係については、空気中トリチウム回収廃液の濃縮装置開発（昭電）の研究委託を行って実用試験装置の概念設計が進んでいる。

$H_2O/H_2$間トリチウム交換反応触媒の試作(相模中研）は転化率の高い数種の触媒について試験中である。

供用期間中検査装置については、実機蒸気ドラム異種金属溶接継手部のデータ採取の調査研究（三菱重工）が完了し、探触子の性能確認、実機探傷上の技術的問題点が明らかになった。また下降管ノズルを対象とした異種金属溶接部のＩＳＩ機器、装置試作の発注準備を進めた。

音響モニタリングに関する研究としてその調査をＢＮＷＬにおいて実施し、調査報告があった。

2．7　プラント特性試験

熱出力分布の詳細解析については、放射線監視用ソフトウェアの項目整理、入力点の検討ならびに測定機器仕様の検討を実施した。

燃料性能の把握については、負荷時破損燃料検出装置の技術仕様を検討している。(吉田亮造)

# 高速増殖炉開発概況

## 1．高速実験炉「常陽」の建設

大洗工学センターにおける「常陽」の機能試験（東芝、日立、富士、三菱重工）は、常温空気中試験を終り、1部高温アルゴンガス中試験を開始した。また、1次系および2次系のナトリウム（東洋曹達、日本曹達）の受入れを完了した。

燃料については、流量温度測定用計装燃料(三菱重工）および出力分布測定用取扱装置(富士）の製作を続けている。

さらに、臨界試験以降に必要な各種試験検査用機器の製作を継続してすすめるとともに、機能試験のために必要な各系統の運転および点検保守を行っている。

炉心特性解析については、照射用炉心の安全解析検討評価（Ⅰ）(東芝）が終り、第2期出力安全解析(Ⅲ)、簡易計算法の照射用炉心への適用性検討（以上東芝)、運転監視用コードの作成(Ⅴ)(原研)、運転特性計算(Ⅲ)(三菱総研、ＩＢＭ)、熱応力解析、事故解析および被爆解析（以上ＣＲＣ）などを行っている。

## 2．高速増殖原型炉「もんじゅ」の設計

「もんじゅ」の設計については、「もんじゅ」調整設計（Ⅱ)(原燃工、東芝、日立、富士、三菱重工）が完了し、報告書が提出され、現在、その検討評価と「もんじゅ」調整設計（Ⅲ）の仕様書作成を行っている。

計算コードの開発については、50年度実施のための準備をすすめている。

海外情報購入では、海外ＬＭＦＢＲ技術調査（ＪＡＮＵＳ）を実施している。

また、8月に新型動力炉開発専門部会が設置され、高速増殖炉分科会において「もんじゅ」のチェックアンドレビューが開始された。

## 3．炉物理研究開発

高速炉燃料のバーンアップ測定と解析については、バーンアップ計算法の評価(II)(日立)、バーンアップデータによる炉心特性評価の研究（東芝）を行っている。

炉心解析法の開発については、核データの評価(I)（原研）が終り、高速炉用炉定数の開発（IV）核データの評価(II)(以上原研)、高速炉の増殖比に関する検討(II)（東芝）を実施している。

遮蔽研究については、遮蔽定数の整備評価（49年度分)(川重)、詳細解析コードシステムの開発（49年度分)、不規則形状解析コードシテスム整備(I)(以上原研)、原型炉炉心支持板実験解析（49年度分）（三菱原子力）などが終了し、原型炉主遮蔽体系の詳細解析（三菱原子力）を行っている。

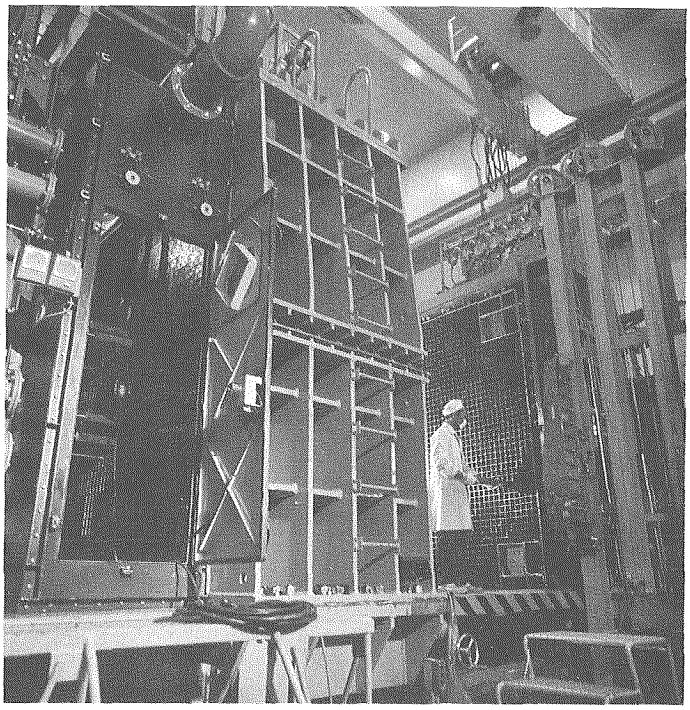


写真1　格子管拡張後のFCA

「もんじゅ」炉心の模擬臨界実験と解析については、原研の高速炉臨界実験装置（FCA）においてVII－1炉心による模擬臨界実験(V)をすすめている。

## 4．構造機器研究開発

### 4．1　「常陽」用構造機器

大洗工学センターのナトリウム機器構造試験室では、総合試験装置の純化系運転および炉容器運転を行うとともに1次系ポンプおよび2次系ポンプの耐久試験を続行している。

委託研究では、材料試験(高温構造安全技研)クリープ試験（金材研）を継続してすすめている。

### 4．2　「もんじゅ」用構造機器

大洗工学センターのナトリウム機器構造試験室では、燃料交換機モックアップのナトリウム中試験、制御棒駆動機構の耐久試験を行っている。

委託研究では、制御棒駆動機構限界性能試験（日立)、炉心クランピング機構大気中総合試験（三菱原子力）が終了し、セレクタバルブ解体後部品試験（三菱電機)、32B仕切弁の試設計（岡野バルブ）を行っている。また、安全棒駆動機構、大流量電磁ポンプ（以上東芝)、1次系ポンプモックアップ（日立)、燃料出入機崩壊熱除去試験装置（富士)、炉心クランピング機構部品ナトリウム中試験装置、流量調節機構水流動試験用供試体、炉容器入口供用期間中検査機器、原子炉容器出入口ノズル熱衝撃試験部、燃料交換機ホールドダウンアーム水流動試験体、漏洩ナトリウム回収装置、NaK流動試験装置（以上三菱原子力)、セレクタバルブ（三菱電機）などの設計製作をすすめている。

## 5．計測制御研究開発

核計装については、炉外中性子検出系特性試験(II)(原研)が終り、炉外中性子検出器の開発、起動系検出器の開発(II)、起動系の特性試験(III)(以上原研)、出力系の開発（三菱電機)、自己出力型炉内中性子検出器の開発(I)(東大)を行っている。

破損燃料検出系については、プレシピテータ試験(II)(東芝)が終り、プレシピテータ配管の

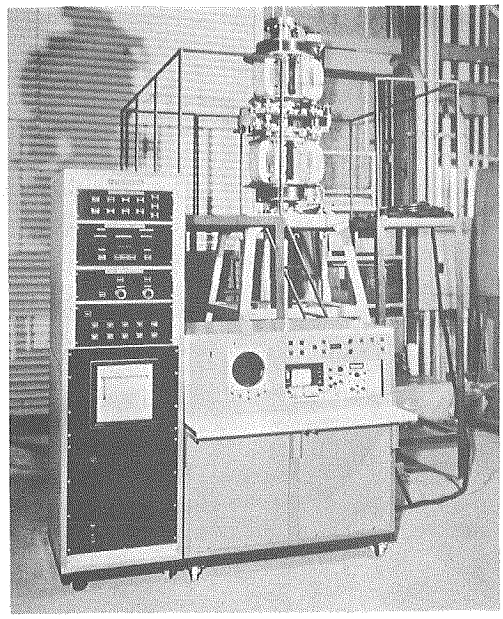


写真2　ナトリウム透視器

改造（日立設備）、インパイルループ試験（Ⅳ）（原研）、タギング法の開発（東海、大洗）、破損燃料確認装置の製作（富士）などをすすめている。

燃料溶融予知予防系については、大洗工学センターの計測機器試験ループにリニヤインダクションポンプの据付け（助川）を終り、ガス加熱器などの追加工事を行っている。また、高速炉異常検出系の評価に関する研究（東大）を実施している。

プロセス計装については、直接方式超音波流量計基礎試験（Ⅳ）（電中研、動燃）、較正出力付液面計試作試験（Ⅱ）（日立）を行っている。

動特性解析では、大洗工学センターのハイブリッド計算機を用いて、50MW蒸気発生器、「常陽」および「もんじゅ」の動特性解析をすすめている。

試験検査用計装については、ナトリウム透視器のナトリウム中試験（東芝）、高温用ひずみゲージの開発（Ⅴ）（共和電業）を実施している。

## 6．ナトリウム技術研究開発

大洗工学センターのナトリウム技術開発室では、低純度および中純度材料試験ループ、自己融着摩耗試験ループの点検補修を終り、被覆管、構造材料などの質量移行、内圧クリープ、引張クリープ、フレッティング腐食、自己融着、摩耗などに関する試験を再開した。放射化材料試験ループは第4回コールドランを実施している。核分裂生成物挙動試験ループは試運転を行っており、技術開発ループは改修工事中である。

ナトリウム流動伝熱試験室では、「もんじゅ」燃料集合体の流動耐久試験およびナトリウム混合効果試験、ナトリウム蒸着長時間試験をすすめている。また、「常陽」照射用炉心燃料集合体の水流動試験も実施している。

委託研究では、ナトリウム蒸着回転抗力試験（49年度分）（三菱重工）、アルゴンカバーガス中不純物除去装置の開発（日本曹達、太陽酸素）を終了し、微細間隙腐食試験（三菱重工）、カバーガス中不純物のナトリウムへの移行挙動試験（日本曹達）、コールドトラップによるナトリウム中水素の除去に関する基礎試験（東芝）、質量移行試験の評価（電中研、動燃）などを行っている。また、炭素移行試験ループおよび腐食融着試験装置の製作（以上中島製作所）、ナトリウム流動伝熱試験装置用再生熱交換器の製作（日立）、核分裂生成物試験ループ試験部増設（日立設備）、ナトリウム分析棟増設（姫野）、ナトリウム洗浄処理室増設（清水）などを実施している。

## 7．燃料材料研究開発

大洗工学センターの照射燃料試験室（AGF）においては、定期検査を終り、米国のGETRで照射した燃料ピン（GETR－T）の照射後試験を再開した。照射材料試験室（MMF）では、英国のDFRで照射した被覆管（DFR 448/1, 2）、制御棒材（DFR464/1）およびJMTRで照射した構造材料（JMTR－SM）の照射後試験、「常陽」サーベランス確認試験などを行っている。照射燃料集合体試験室（FMF）では、内装機器、ケーブ関係機器の据付調整をほぼ終了し、第1回総合試運転を開始した。

東海事業所のプルトニウム燃料部では、ペレット・ピンの製造技術開発、燃料物性測定、燃料ピン評価などを継続して行っている。

委託研究では、燃料集合体の開発に関しては、「もんじゅ」用燃料集合体の水流動試験(Ⅳ)、(原燃工)、セルフオリエンテーション機構の試作（東芝）が終了し、「もんじゅ」および「常陽」照射炉心用ラッパ管・端栓材・ワイヤ材の試作（丸紅、住商、神鋼)、「もんじゅ」用燃料集合体の第3次試作（原燃工、東芝、日立、三菱原子力)、燃料集合体部材の鋳造法による試作（三菱ＳＴＲＷ)、「常陽」照射炉心用反射体の試作(原燃工)、「もんじゅ」用グリッドスペーサの評価試験（原燃工、三菱原子力）燃料ピン間隙検査法の開発（原燃工、東芝、三菱原子力)、ラッパ管構造強度試験（東芝）セルフオリエンテーション機構機能試験（富士）などをすすめている。

燃料照射については、「もんじゅ」用燃料ピンのラプソディ炉における照射（RapsodiePNC－4、5)、使用限界把握照射（ＤＦＲ332/10）を継続しており、低密度過出力照射は燃料ピンを製作中、仕様検討照射はキャプセル製作（東京精密）を行っている。

被覆材の開発については、「もんじゅ」用被覆管の第5次試作（神鋼、住金）が終り、「常陽」照射炉心用被覆管の第2次試作（神鋼)、被覆材照射（RapsodiePNC－3、8)、重イオン照射（ＢＭＩ)、ステンレス鋼の照射特性模擬試験(Ⅱ)、新鋼種の研究（以上原研)、バナジウム合金に関する研究(Ⅷ)（東大）を行っている。

制御棒材の開発については、$B_4C$ペレットの炉外評価（三菱金属）が終り、$B^{10}$の回収試験（三菱金属）を実施している。

遮蔽材の開発については、ＪＭＴＲ材料照射キャプセルおよび関連装置の製作（東京精密）を行っている。

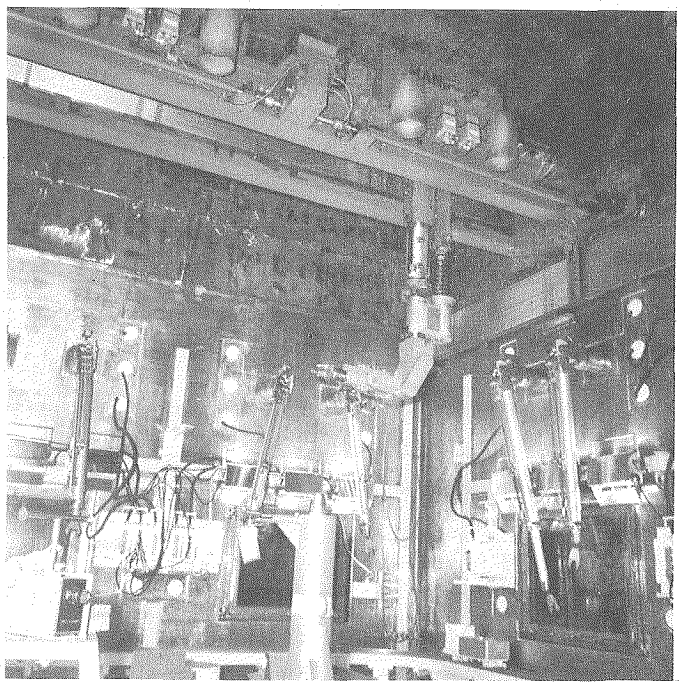


写真3　ＦＭＦのパワーマニプレータ

構造材料試験では、「もんじゅ」用構造材料の溶接に関する研究開発の調査（溶接協会)、ＳＧ材料ナトリウム中クリープ破断試験(Ⅰ)（日立）をすすめている。

「常陽」用照射装置の開発については、計測線なし特殊集合体設計水流動試験部品試作（東芝）が終り、計測線付集合体基本設計(Ⅲ)（東芝)、「常陽」照射炉心用インパイルループに関する調査（ＪＡＮＵＳ）を行っている。

燃料サイクル調査では、「常陽」使用済燃料輸送容器の設計（日立造船、丸紅、三井造船）が終り、大型炉燃料サイクルコスト解析（ＩＢＭ）を実施している。

## 8．安全性研究開発

大洗工学センターの高速炉安全性試験室においては、バンドルヒータによるナトリウム過渡沸騰試験の解析、ＦＰガス放出試験、燃料ピン接触試験、局所閉塞試験、配管構造物のクリープ座屈試験などを行っている。ナトリウム技術開発室では、第9回進行性変形試験をすすめている。

委託研究では、炉内安全性に関しては、溶融金属可視液による基礎実験（東大、東工大、船技研）、冷却材事故模擬試験（ＣＥＡ、ＧＥ、動燃）用燃料ピンおよびキャプセルの設計、反応度事故模擬試験（ＣＥＡ、ＧｆＫ、動燃）の準備、安全解析コードの開発（東芝、日立、ＩＢＭ、ＣＲＣ、三菱総研、動燃）などをすすめている。

構造安全性については、「もんじゅ」建家と地盤の相互作用の動的解析法の研究（Ⅰ）（大林）が終り、構造強度に関する研究（Ⅵ）（原研）、「もんじゅ」低爆速耐衝撃構造試験（原安協）、メカニカルスナッバ付配管振動試験（三菱原子力）、音響法による疲れ損傷追跡法の研究（電中研、動燃）、ハイドロリック式バックアップ停止機構モックアップの製作（三菱原子力）などを行っている。

１次冷却系流動安全性については、自然循環水中試験装置（三菱原子力）、配管破断時流力挙動試験装置（三菱重工）の設計、製作をすすめている。

ＦＰ挙動および除去については、ナトリウム中のＦＰ挙動に関する研究（Ⅳ）、ウランエアロゾルの捕集に関する研究（Ⅴ）（以上原研）、熱拡散によるAr－Kr分離に関する工学的研究（Ⅲ）（東工大）、ナトリウム中のトリチウム除去試験（阪大）、ナトリウム燃焼時のＦＰ放出試験（日立）などを実施している。

## 9．蒸気発生器研究開発

大洗工学センターの高速炉安全性試験室においては、大リーク・ナトリウム－水反応試験、小リーク・ナトリウム－水反応試験、リーク検出器の開発を継続してすすめている。蒸気発生器安全性総合試験は第１回試験の解析および第２回試験の準備を行っている。

小型蒸気発生器試験室では、小型蒸気発生器の解体工事（日立設備）を終了し、不安定現象試験装置の製作（東芝）を実施している。

50MW蒸気発生器試験室では、50MW蒸気発生器１号機の解体検査（日立）および２号機の据付工事（三菱重工）を行っている。

委託研究では、蒸気発生器時間領域安定性解析コードの開発（東芝）、ナトリウム－水反応シミュレーション試験（電中研、動燃）、蒸気発生器の安全性信頼性向上に関する調査研究（機械学会）などをすすめている。

（神尾恭一）

# 新型転換炉関係研究開発成果抄録

## 昭和50年度報告（Ⅰ）

### CLUSTERコードのMINI化

株式会社　日立製作所
50．9．10～50．2．28

新型転換炉原型炉のクラスター型燃料格子系にburnable poison入り燃料棒を装荷して、原型炉の取替え燃料として使用することが検討されており、その核特性（burnup特性）を解析できるコードの必要性が高まっている。詳細核計算コードCLUSTERにburnable poison入り燃料の取扱える計算ルーチンを追加することは、計算時間の点からみて実用的ではない。そこで、CLUSTERコードの計算時間短縮化が必要となってくる。本研究は、CLUSTERコードの基本的な解法を踏襲しつつ、計算時間の短い新コードを開発したものである。なお、次年度の作業として計画されているburnable poison入り燃料のburnup計算ルーチンの追加が可能となるよう配慮してある。

このコードで採用した近似計算法のうち主要なものは、群縮約計算、衝突確率近似計算および共鳴実効断面積の近似計算法である。これらについて、近似法を採用した結果、計算時間は1／5以下に短縮された。計算精度に関しては、DCA1.2%濃縮ウラン炉心に対して実施したテスト計算の結果では実用上十分な精度が得られているが、今後さらに巾広く検討していく予定である。　（ZJ302　75－03）

### 新型転換炉原型炉安全性解析（Ⅵ）
### 一次系配管群中小破断の検討

株式会社　日立製作所
50．1．27～50．6．30

新型転換炉の構造上の特徴である下部ヘッダから蒸気ドラム入口までの圧力管を含む配管群における中小破断事故をより詳細に解することを目的に研究開発を実施した。おもな内容は次の3つの部分からなる。

(1)　一次系配管群中小破断評価モデルの開発

以前にあった評価モデルを改良し、破断口部での冷却材の混合を考慮した入口管中小破断評価モデルを作成しコード化した。おもな特徴点は次のとおりである。

① 破断枝管をもった入口管破断解析が行える。
② 破断口部での冷却材の混合を考慮する。
③ 再循環ポンプの効果および密度水頭を考慮することにより、再循環ポンプ運転時および停止時の破断が扱える。

(2)　一次系配管群中小破断の解析

上記コードにより、大洗工学センターATR安全性実験室で得られた入口管中小破断事故実験を解析し、解析値と実験値とのよい一致を見た。

(3)　一次冷却系配管群中小破断の解析

実機における入口管中小破断事故を、再循環ポンプ運転中および停止時の両ケースについて評価し安全性を確めた。　（ZJ302　75－13）

### 新型転換炉原子炉冷却系
### 耐震解析法の研究

三菱原子力工業株式会社
49．7．15～50．5．31

本書は新型転換炉原型炉の原子炉格納施設内部コンクリート、原子炉生体遮蔽コンクリートおよび振動に寄与すると考えられる主要機器、配管、支持架構々造物を付加しハイブリッド計算機による動的解析を実施し、地震力に対して総合的に検討、評価したものである。

本解析は原子炉格納容器内における機器、配管、支持架構などの配置条件から、これらの主要機器構造物の質量、剛性などの算定を行い、建屋構築物に連成させた固有値の解析および応答解析を実施した。特に応答解析はハイブリッド計算機の有機的使用を考え、多自由度系連立方程式を直接積分し、時刻歴応答値を求めたあとデイジタルおよびアナログレコーダに記録させるプログラムを作成した。なお、解析の条件としては、水平の2方向および鉛直方向地震解析を行い、各方向成分の応答値の比較検討を実施した。結果、建屋構築物への振動寄与に対し、卓越した応答はないが鉛直地震に対する機器構造物の設計条件を再検討する必要があることがわかった。

本解析は原子炉格納施設内の範囲に限り実施したために外部遮蔽構築物、格納容器などの振動寄与分は含まれていないが、本解析による原子炉系機器、配管および建屋の応答結果ならびに今後の検討により新型転換炉原型炉の耐震設計の妥当性を評価することが可能である。

（Z J 306　75－02）

## 新型転換炉原型炉 I S I 機器実機適用に関する研究

**三菱重工業株式会社**
**50．6．2～50．7．31**

本報告書は、現在建設中の新型転換炉原型炉一次冷却系の蒸気ドラムおよび下部ヘダーの安全性を確保するため実施される、供用期間中検査（Inservice Inspection）に関連して実施した、次の研究についてとりまとめたものである。

I．工場における代表被検個所の超音波探傷法による体積試験法とそのデータ収録方法に関する研究

II．蒸気ドラムノズルとセーフエンドとの異種金属継手に対する超音波探傷法開発のための基礎的研究

上記I、II項の研究の結果、次のことが明らかとなった。

1．本研究によって確立された試験法による工場試験の結果、代表被検個所の健全性が明らかとなった。また探傷記録はすべてデータレコーダーによって磁気テープに収録できた。

2．従来超音波探傷が不可能とされていた炭素鋼ノズルとオーステナイトステンレス鋼セーフエンドとの異種金属継手の探傷は、本研究によって可能な見通しが得られた。また異種金属継手の探傷に適すると考えられる特殊探触子の考案と、プロトタイプのものの製作ができた。

（Z J 322　75－03）

## DEFECTIVE FUEL ELEMENT EXPERIENCE SURVEY

**ENERGY INCORPORATED社**
**49．12．3～50．3．25**

原子炉運転時の燃料からの核分裂生成物、および燃料要素が破損して、内部に蓄積していた核分裂生成物が放出される場合の各種原因について調査したもので、各種モデルについて述べてある。

（Z A255　E I 75－05）

## A Monthly Report on the Water Reactor Safety Program in U. S. A.

**Energy Incorporated 社**
**50．2．18～50．5．20**

本報告は新型転換炉原型炉の安全性確立に役立てるため、米国における原子炉の安全性研究に関する研究の現状、研究計画、研究成果、解析技術および問題点について調査を行ったものである。

冷却材喪失事故現象および非常用炉心冷却効果に関する研究（アイダホ国立研究所のLOFT計画ほか）および反応度事故および燃料破損に関する研究、（アイダホ国立研究所のPBF計画ほか）を中心とするが、そのほか、1次冷却系の破損の進行速度などの安全に対する現実的なApproachに関する研究状況の調査も含まれている。　（ＺＡ245　ＭＲ(1)～(12)）

## 新型転換炉原型炉 シールプラグドーム耐圧試験（II）

**富士電機製造株式会社**
**50．2．3～50．5．31**

新型転換炉原型炉に使用されるシールプラグの圧力バウンダリーであるドームについては、すでに「シールプラグ試作開発（III）」（ＺＪ303　73－08）および、「シールプラグドーム耐圧試験」（ＺＪ303　74－04）において、その応力測定、破壊圧測定を行い、報告を行っている。前回までの試験においては、その破壊圧力が、目標値である設計圧力の3倍を得ることができなかった。その原因は、圧力の上昇およびシールエレメントの変形により、ドームがその周辺部の接触荷重支持に耐えられなくなることに起因すると考えられた。

そこで今回、その対策として、ドームとシールエレメントの接触角を増加させ、また、シールエレメントの肉厚を増加させたもの3セットについて耐圧試験を実施した。その結果、設計圧力の3倍以上の耐圧強度が確認され、実機への十分な使用見通しを得た。

（ＺＪ303　75－02）

## 新型転換炉原型炉 出力領域検出器試作開発（III） 長寿命型のインコアモニター

**東京芝浦電気株式会社**
**49．9．2～50．5．31**

新型転換炉原型炉用のインコアモニターとして、昨年の高密度中性子束用の検出素子の開発に引続いて、今年度は長寿命化を目的として中性子変換物質を加えた検出素子を試作した。2種の検出素子は、寿命を4倍と7倍に目標をおいた。

JMTRにおいて、原型炉の4ヶ月に相当する照射量の照射試験を実施した。照射試験に供した検出素子は8素子である。

中性子感度の変化は中性子変換物質の存在量に比例するという単純な理論通りであり、検出素子を長寿命化できた。

出力直線性は、照射による変化は認められず、照射前後のプラトー特性も通常使用電圧近傍では変化がなく健全であり、同じく出力直線性や絶縁抵抗も変化がなかった。

ただし、検出器の使用条件範囲からはずれるが、照射量の増加にともなって放電パルスの発生など、今後の問題が提起された。

（ＺＪ301　75－01）

## 炭酸ガス系湿分漏洩検出 試験装置による性能確認試験

**住友原子力工業株式会社**
**49．12．25～50．4．30**

新型転換炉原型炉実装置炭酸ガス系を模擬した試験装置により湿分漏洩検出試験を実施し、解析、検討を行った結果の報告である。

試験の結果、下記の結論が得られた。

(1) 現在建設中の原型炉炭酸ガス系により、破損圧力管からの漏洩湿分の検知および漏洩個所の検知が可能であることが確認された。
(2) 炭酸ガス全流量は、これまでから大幅に減少できることが明らかになった。
(3) 湿分サンプリング時間の最適時間を把握した。
(4) サンプリングデータ記録方法に改良を加え、改良後の記録データのモデルの作成を行った。
(5) 大型炉への応用は可能である。

（ＺＪ304　75－01）

## 新型転換炉原型炉燃料集合体耐震強度解析

**原子燃料工業株式会社**
**50．1．10～50．3．31**

地震時における燃料集合体の耐震強度を評価することは、安全性および健全性の上から重要である。

本研究では、地震時の燃料集合体の動的応答を数値解析により求めた。

燃料集合体は、その下端においてコレット機構によりシールプラグに連結され、下方より支えられており、また横方向には案内ばねにより圧力管と接して支えられていることから、地震力は燃料集合体上下端位置において圧力管から伝達されると考えられる。

解析はわれわれが開発したDYNAMコードを用いて実施した、入力地震波としては、ELCENTRO波、GOLDEN GATE波およびTAFT波を採用した。

解析は、時刻歴法により実施し、微少時間ステップごとに燃料集合体の変形、スペーサ衝撃力、被覆管の応力などについて求めた。

計算されたスペーサ最大衝撃力は約55kg、被覆管に生じる最大曲げ応力は約0.21kg/mm²であったが、基礎試験により求めたスペーサの耐衝撃強度は約650kgであり、かつ被覆管に生じる応力も十分小さいことから設計地震条件のもとでも燃料集合体の強度は、十分であることが示された。　（Z J 342　75－01）

## RESEARCH TO DETERMINE ACOUSTIC EMISSION PROPERTIES OF HYDRIDED AND UNHYDRIDED Zr－2－1/2%Nb PRESSURE TUBING DURING FATIGUE CRACK GROWTH AND FRACTURE

**BNWL**
**49．5．30～50．1．30**

本報告書は、新型転換炉原型炉の圧力管材について、室温および300℃において Elastomer Plug法による一種のバースト試験中の破壊時および疲労クラックの成長時に発生するACOUSTIC EMISSION（AE）を測定し、その評価解析を行ったものである。

室温においては、AEと疲労亀裂の進展速度との間の関係を調べ、これによりZr－Nb圧力管の炉内監視用としてAEを使用するときの基礎資料を得た。

また、300℃の温度での破壊試験中におけるAEの挙動を調べ、破壊荷重および亀裂長さにもとづく損傷の程度とAEとの関係を調べた。

（Z A 185　75－02）

## RESEARCH TO ESTABLISH BASELINE HIGH TEMPERATURE FRACTURE CHARACTERISTICS OF ADVANCED THERMAL REACTOR PRESSURE TUBING

**BNWL**
**49．2．18～50．3．31**

本報告は新型転換炉の圧力管材料の脆性特性について、高温試験（300℃）に主眼をおいて限界欠陥長さ（CCL）、mechanical defectとfatigue defectの影響、材料の水素濃度の影響などの測定を実施し、評価解析を行った。

（Z A 185　75－01）

## AECLとの国際協力にもとづく圧力管炉外脆性試験

**株式会社　日立製作所**
**49．3．20～50．7．20**

Zr－2.5Nb熱処理圧力管が水素を含有した場合の室温における限界き裂長さがわが国での結果とAECLにおいて従来から得られている結果とに著しい差のあることから、動燃事業団とAECLで共同研究が行われた。本報告書はその

結果をまとめたものである。

供試圧力管には新型転換炉原型炉用圧力管にAECLで水素富化したものおよび“Gentilly－1”用圧力管に動燃事業団で水素富化したものの2種用い、水素富化法の影響がなくなるようにした。試験はわが国とAECLにて並行して行われ、管に内圧を繰返して中央の貫通切欠きからの疲れき裂進展挙動および脆性破壊に至る限界き裂長さを測定した。

その結果、新型転換炉原型炉と“Gentilly”の圧力管における疲れき裂進展速度、脆性破壊強度はともにほぼ等しく、それらは以前にわが国が新型転換炉原型炉用圧力管で得た結果に近いことが明らかとなった。

AECLにおいてもほぼ同様な値を得、従来、AECLで得ていた限界欠陥寸法が長かったのは放電切欠きをき裂に代用したためであることが明らかとなり、わが国の手法の正しいことが全面的に認められた。さらに、両者の討論の結果、今後継続して情報交換などを積極的に行い、互に協力し合うことで意見が一致した。

（Z J 302　75－14）

## 燃料集合体輸送容器（H型）の開発試験（国内実走試験）

**山九運輸機工株式会社**

**50．3．20～50．7．15**

新型転換炉原型炉に装荷する燃料集合体プルトニウム燃料の輸送容器開発のため、さきにフランス国トランスニュークリア社に設計・製作させた第一次試作輸送容器に燃料集合体の重量模擬体2体を収納して実車による東海事業所－敦賀サイト間の路上走行と加振機による測定およびデーター処理を行った。

本研究で明らかにされた結果を要約すると、

(1)　実車走行の全コースにおける最大加速度は荷台、容器外筒、内筒の最大加速度はすべて要求を満足するものである。

(2)　供試体の加速度波形は外筒にくらべ内筒の方が高調波成分が多く、内部の防振効果は期待薄である。

(3)　最大加速度振巾は内・外筒とも約2 gである。

(4)　f ＝35$H_z$以上では特に大きな共振はない。

（Z J 346　75－01）

# 高速増殖炉関係研究開発成果抄録

## 昭和50年度報告（II）

### 「常陽」照射用炉心燃料取扱い用キャスクカーに関する設計検討（1）

**東京芝浦電気株式会社**
**50．2．17～50．6．30**

「常陽」照射用炉心のために燃料取扱い用キャスクカーを対象とした設計検討を行った。

照射用炉心では燃料集合体の構造が変るほか、出力密度や燃焼度も増加するので、その使用済燃料をキャスクカーで取扱うさいの冷却としゃへいに焦点を合せて検討した。

その結果、使用済燃料の発熱量などの基本条件を調整すれば、冷却材循環ブロワなど1部改造により現設備を使用できる可能性のあることが解った。

今後、燃料取扱系設備間の調整を含めたキャスクカー改造に関する具体的な設計検討が必要である。（S J 201　75－24）

### 「もんじゅ」プラントの系統および機器熱衝撃解析コード（調整設計(Ⅰ)）取扱説明書

**東京芝浦電気株式会社**
**49．12．10～50．3．20**

高速増殖原型炉「もんじゅ」のプラントおよび機器の、とくに熱衝撃条件解析を目的とする動特性解析およびプラントの通常起動・停止のシミュレーションのための解析コードを開発した。

これは先に開発した「『もんじゅ』プラントの系統および機器熱衝撃解析コード」（S J 201 74－14）をもとにして、「もんじゅ」調整設計（Ⅰ）に則って動特性解析コードを改修したものであるが、新たにプラントの通常起動・停止を模擬できる部分をつけ加えた。

今回の改修によって動特性解析においては、配管や機器サイズの相異なる3ループの模擬が可能となった。他方プラントの起動・停止の模擬についてはプラントの零出力から30%出力の範囲をカバーし、起動・停止時の複雑な操作手順の問題点を解明できるよう考慮した。

（S J 201　75－08－1）

### 7本組3次元彎曲解析コードの開発

**三菱原子力工業株式会社**
**49．9．17～50．5．20**

炉心内燃料集合体は、3次元温度分布および中性子束分布に起因する曲りと、集合体間の相互作用によって変形を生じ、核的、機械的および熱流力的影響をうけることはいうまでもない。すなわち、核的には反応度に対する影響を、機械的にはストレス・クリープによるその強度的な影響を、また熱流力的には流路の変化によるホットスポットへの影響などを評価することが必要となってくる。

ここでは本研究計画の第一段階として、ビームの曲りモデルにもとづき、任意の温度分布におけるラッパー管集合体の変形後の釣り合い位置および釣り合いの力を、種々の境界条件のもとに一義的に求め、ラッパー管のパッド位置の設計上の妥当性などを評価するものである。

ラッパー管相互の接触判定は、温度分布および境界面に作用する外力に対し、すべての面について自動的に行われ、接触面に対する釣り合

いの式がマトリックス方程式として解かれている。

現在、本コードは7本組集合体を対象としているが、今後多数の集合体を取り扱えるような拡張が可能である。（S J 206　75－07）

## 炉心流量配分誤差解析コードの開発

三菱原子力工業株式会社

49．11．20～50．5．31

本開発研究の目的はノミナル時炉内冷却材流量配分計算コードの作成と、流量配分に影響する各部寸法の製作公差、物性値のばらつき、および計算に使用する実験データーの不確かさなどの統計的な相乗効果を導入した流量配分確率分布評価コードの開発に大別される。

ここで炉心体形は「もんじゅ」調整設計（Ⅰ）ベースに準じ、各部寸法と形状より計算コード内部で計算され、各部寸法の製作公差とその統計的分布などをもとに全炉心流路の相関を考慮した各流量領域における燃料集合体流量の確率分布計算手法の確立と、高低圧プレナム間の流量相関、流量領域間および集合体間の流量相関を明らかにした。

本計算コードを用いた多点評価サンプル計算結果によれば、工学的に意味のある発生確率の下限を例えば$10^{-10}$で打ち切った場合の燃料集合体流量のノミナル値よりの変動幅は従来の1点評価に比べてノミナル流量の2～3％小さくなっている。（S J 206　75－08）

## モツアルト実験の詳細解析（Ⅳ）数値実験によるセル計算法の評価

東京芝浦電気株式会社

49．12．16～50．4．30

板状周期セルと均質の$DUO_2$ブランケットからなる一次元板状高速炉で、ナトリウムボイドの数値実験とその解析を行った。一次元板状炉は構成が簡単なので、ほぼ厳密解に近い解を与えると思われる高次のSN計算が可能である。

その解を“実験値”と見なし、セル平均断面積を用いた拡散計算をベースにした通常の解析手法で“実験”の解析を行った。

その結果を、特にセル平均断面積とBenoistの垂直方向拡散係数の適用性という観点から検討した。採用した板状セルはZEBRA炉での「もんじゅ」モックアップ炉心MZBの内側炉心セルを単純化したものである。群定数はABN型25群セットNNS－5をベースとしたが、セット自体の評価、共鳴の扱いの問題は、本研究の目的ではないので，微視断面積は全ケースを通じ、同一のものを用いた。主要な結論は1）固有値予測におけるBenoistの拡散係数の有効性、2）ナトリウムボイド反応度の漏洩項が過大評価されること、3）ボイド反応度に輸送理論補正が不可欠であること、4）ボイド反応度の漏洩項に対する経験論的な補正の有効性，などである。（Z J 201　75－15(1)）

## モツアルト実験の詳細解析（Ⅳ）3次元拡散摂動計算法の適用性評価

東京芝浦電気株式会社

49．12．16～50．4．30

モツアルト実験の詳細解析の一端として高速炉用3次元拡散摂動計算コード、VESTAを作成した。

本コードは、3次元拡散計算コードの出力テープと、ABBN型群定数ライブラリー・テープを基本的な入力として、高速炉系3次元反応度摂動計算および、幾らかの編集計算を行うFORTRAN－Ⅳプログラムで、全体で10ヶのリンクから構成されている。

本報告は、VESTAコードのプログラム・マニュアルである。（Z J 201　75－15(2)）

## 高速炉の増殖比に関する検討

東京芝浦電気株式会社

49．11．15～50．4．15

高速炉の増殖特性を把握し、さらにこれを改善する方策を炉物理的観点から見いだすため、「もんじゅ」、1500MWe級大型炉および炭化物燃料を使用した大型炉について検討を行った。また、資料調査により増殖比と倍増時間の定義を明確にした。

「もんじゅ」については調整設計Ⅰの平衡炉心を対象に増殖特性を求め、計算の不確かさ幅の推定も行った。大型炉については、まず標準炉心を設定して平衡時の増殖特性を求め、次に、炉心形状（H／D）、ブランケット厚さ、炉心体積、燃料体積比、反射体材質などをパラメーターにしてこれらが増殖特性におよぼす影響を調べ、増殖特性改善の方向およびそれにともなう設計上の問題点を検討した。炭化物燃料については、その特徴を調べ、許容線出力および増殖特性について酸化物燃料との比較を行った。

（S J 201　75－17）

## モーツアルト実験の詳細解析（Ⅳ）Pu組成変化実験の解析

**株式会社　日立製作所**

**49．11．15～50．5．15**

高速増殖原型炉「もんじゅ」の核的モックアップ実験であるモーツアルト実験のうち、MZB(1)、MZB(2)、MZB(4)でのPu組成変化実験の解析をした。本実験の目的は、Pu組成変化実験の解析を通して燃焼反応度の計算精度を評価することにあり、その第一段階として物質反応度摂動実験の解析を行った。

（Z J 202　75－07）

## 核特性精度予測手法の研究

**株式会社　日立製作所**

**49．11．20～50．5．10**

特定の高速炉の既知の核計算精度をもとにして、それとは異なった高速炉の核計算精度を予測するためには、それぞれの炉体系において核特性に対する核定数の感度係数を求めなければならない。もし、高速炉の体系の違いによらない感度係数を新たに定義することができれば、高速炉の体系の違いを表わす因子を与えるだけで、その高速炉の核特性に対する核定数の感度係数を簡単に求めることができる。

そこで、感度係数の体系依存性の検討を行い、体系依存性のない感度係数を定義することを試み、その妥当性を検討した。その結果、核種の原子数密度と中性子スペクトルを体系因子と考え、従来の感度係数をこれらの因子で割ることによって新たに定義される感度係数は、15%以内の不確かさで体系の違いによらないことが示されたので、このような方法で近似的に体系依存性のない感度係数を考えることは有効である。

上記の感度係数を用いて、「もんじゅ」の核計算精度によって大型炉の核計算精度の予測を行った。その結果、それぞれの核定数の不確かさによる核特性の不確かさ間の相殺効果を無視したため、H. Nakagawa、S. Yiftah らの結果から推定できる値と比較して過小評価となった。異なる体系への核計算精度の外挿においては、相殺の効果を無視することはできない。

（Z J 202　75－08）

## モーツアルト実験解析の詳細解析（Ⅳ）燃料熔融・蒸気爆発模擬実験の解析

**三菱原子力工業株式会社**

**49．11．1～50．4．20**

炉心事故発生時の挿入反応度の核計算精度を確認するために、モーツアルトMZB(2)炉心で行われた燃料熔融模擬実験および蒸気爆発模擬実験の解析を行った。

燃料熔融模擬実験は炉心中心で行われ、燃料が熔融落下して炉心下部に高密度化して擬集する状態を模擬して反応度測定が行われた。

一方、蒸気爆発模擬実験は炉心とブランケットの境界で行われ、過熱されたナトリウムが爆発的に蒸気となって、燃料物質を水平方向に飛散させ内部に空洞領域を形成する状態を模擬し

て反応度測定が行われた。

解析にあたっては、炉心内に完全真空領域が存在するために通常の拡散計算が適用できないので真空チャンネル内の輸送理論に等価な拡散係数（修正拡散）を導出して、これを解析に適用した。

計算は、MICS5.2ライブラリーを用いた6群修正拡散計算で、炉中心の燃料熔融実験の解析には二次元ＲＺモデル、off－centerの蒸気爆発実験の解析には三次元ＸＹＺモデルを使用した。また、反応度の内訳を調べるために摂動計算も行った。

燃料熔融実験の解析では、反応度変化の計算値は約8セント以内で実験値と良く一致している。この解析では通常の拡散計算も行ったが、これは中性子漏れを過大評価するために反応度変化を負側に見積る傾向があるのに対し、修正拡散を用いると実験値との一致が良くなる事がわかった。

蒸気爆発実験の解析では、水平方向の燃料移動高密度化にともなう反応度変化は精度良く計算できている。しかし、ボイド領域が存在する場合の反応度変化についてはやや一致が悪く(約20セント差)、実験体系の複雑さを計算で正確に考慮して中性子漏れを評価することが難かしいといえる。　（Ｚ Ｊ206　75－02）

## 模擬臨界実験にもとずく「もんじゅ」核特性量予測

三菱原子力工業株式会社

49．11．1～50．3．20

昭和47年度より高速増殖原型炉「もんじゅ」の全模擬実験であるモーツアルト実験と解析、部分模擬実験のＦＣＡ実験と解析を行ってきた。本研究では、これらの実験解析ならびに米国ＺＰＰＲ炉の実験解析を含めた実験解析の現状のまとめを行うとともに、「もんじゅ」初期炉心の主要核特性量―実効増倍率、制御棒反応度、出力分布、増殖比、およびナトリウムボイド反応度―を予測し、その精度評価を行った。

（Ｚ Ｊ206　75－03）

## JAERI－Fast Setの改訂（3）共鳴領域における $^{235}$U、$^{238}$Uと$^{239}$Puの群定数

日本原子力研究所

49．7．15～50．6．30

$^{235}$U、$^{238}$Uと$^{239}$Puの3核種に対する平均共鳴パラメータの評価を行い、非分離共鳴領域において共鳴レベルと共鳴パラメータの列を作成した。これらの共鳴列は非分離共鳴領域の各群（70群構造の群巾）で昨年修正したJAERI－Fast Setの各断面積（$\sigma$c（U－238）、$\sigma$f（U－235）、$\sigma$f（Pu－239））を再現するように決定された。

共鳴しゃへい因子の計算は共鳴レベル間および異核種間の干渉効果を考慮して次のような幾つかのケースに対して行った。

$^{238}$U：エネルギー範囲＝46.5kev～0.215eV、温度＝300、900、2100、3500°K、$\sigma_0$＝$10^3$、$10^2$、10、1（(barn)

$^{235}$U：エネルギー範囲＝10keV～0.215eV、温度＝300、900、2100、3500°K、$\sigma_0$＝$10^3$（R＝0、25、50）、$10^2$（R＝0、1、5）、10（R＝0、0.2、0.6）

$^{239}$Pu：エネルギー範囲＝21.5keV～0.215eV、温度＝300、900、2100、3500°K、$\sigma_0$＝$10^3$（R＝0、50、100）、$10^2$＝（R＝0、5、10）、10（R＝0、1、2）

ここでRは$^{238}$Uと$^{235}$Uまたは$^{239}$Puの密度比を表わす。　（Ｊ250　75－08）

## 高速炉用炉定数の開発（1）改訂版JAERI－Fast Setによる ＭＺＡ、ＭＺＢの解析

日本原子力研究所

49．7．15～50．6．30

改訂されたJAERI－Fast setの原型炉級へ

の適用性を調べるために、MOZART計画によるMZA、MZB体系の解析を行った。解析した量は実効増倍率、反応率分布、スペクトル・インデックスおよび中心反応度価値である。実効増倍率の計算は2次元R－Z拡散計算で行い、補正としては非均質効果および輸送効果を考慮した。両体系共にC／Eに改善が見られた。反応率分布も同時に計算されたが、径方向ブランケット内の$Pu^{239}$および$U^{235}$において、計算値は過少評価となる。この傾向はMZAの方が著るしい。スペクトル・インデックスにおいては、$Pu^{241}$のfissionおよび、$U^{238}$のcaptureにおいて顕著な改善が見られた。一方$U^{238}$のfissionにはまだ問題があるようである。中心反応度価値は、1次元球体系で1次摂動で計算された。この結果も$U^{238}$のfissionに問題があることを示している。全体として、改訂によりJAERI－Fast setの適用性は大幅に向上している。　（ZJ250　75－09）

## 高速炉用炉定数の開発（III）JAERI－FAST断面積セットによるMZ－Cにおける天然ボロン制御棒反応度価値と核分裂反応率分布に関する実験の解析

日本原子力研究所

49.7.15～50.6.30

本報告書は、この「MOZART計画」のMZ－C炉心で行われた天然ボロン制御棒の反応度価値の実験および制御棒挿入臨界系の核分裂反応率空間分布の実験を、新たに修正されたJAERI－FAST断面積セットとわれわれの核計算コードを用いて詳細に解析した結果を報告したものである。

おもな解析項目は以下の通りである。

(1) 単一天然ボロン制御棒反応度価値の空間依存性

(2) 複数本の天然ボロン制御棒反応度価値

(3) 天然ボロン制御棒挿入臨界系の炉心中心面上のU－235、U－238およびPu－239核分裂反応率分布

本解析の基準計算は、2次元X－Yモデルにおける25エネルギー群の非等方拡散近似である。この計算に用いる実効巨視および微視断面積は、制御棒チャンネル、炉心およびブランケットを構成するセルの中の非均質物質配列を考慮して、衝突確率法にもとづくセル計算コード「PIGEON」を用いて作成した。また、拡散係数の方向依存性は、炉心およびブランケットではP. Benoistの方法を、制御棒チャンネルではP. Collinsの方法を適用することによって考慮している。　（ZJ250　75－10）

## 改訂JAERI Fastセットによる MZB炉心におけるナトリウムボイド反応度測定の解析

日本原子力研究所

49.7.15～50.6.30

MZB炉心において測定されたナトリウムボイド反応度を、改訂した2種類のJAERI Fastセットを用いて解析した。炉定数セットは、重い核種を改訂したものと、新たに評価作成したナトリウム定数を加えたものである。解析対象は、炉心中央部と偏心領域におけるボイド反応度である。結果は、ナトリウム定数の改訂により測定値に近づいたが、まだ一様に負の側にずれている。もれの効果を検討するために、UK3次元計算とも比較し検討した。その結果両者は良い一致を示めした。

（ZJ250　75－11）

## 高速炉用炉定数の開発 軽中重核種の炉定数の作成

日本原子力研究所

49.7.15～50.6.30

軽中重核種のJAERI－Fast set型の炉定数を作成した。今回プロセスされた核種は以下の通りである。C、O、Na、Al、Fe、Ni、につ

いては全反応について、重い核種のU－235、U－238、Pu－239については非弾性散乱断面積のみである。炉定数の作成にあたっては新たに開発されたPROF－GROUCH－G－II炉定数作成システムがつかわれた。それぞれの核種について70群、25群の定数の表が与えられる。

（J 250　75－12）

## 伝熱管用期間中検査機器調査研究

**株式会社　日立製作所**
**49．10．11～50．3．15**

本報告書は、昭和48年度に実施した「伝熱管ＩＳＩ機器予備設計」により明らかになった技術的問題のうち、プローブ挿入性の問題につき、模型試験による検討を行い、あわせて高速増殖原型炉の主中間熱交換器（ＩＨＸ）および蒸気発生器（ＳＧ）伝熱管用共用期間中検査（ＩＳＩ）機器の設計を試みたものである。

おもな検討結果を以下に示す。

(1) 模型試験の結果

有線方式は3巻まで挿入可能なことが確認され、今後挿入方式の改良により挿入距離を増大できる目途が得られた。無線方式のプローブ挿入性については、伝熱管コイル全長について挿入できる目途が得られた。

(2) 実機用ＩＳＩ装置については、種々の仮定にもとずいて設計検討を行い、有線方式によるＩＳＩ装置のうちプローブ駆動装置の一試案をまとめた。

(3) 探傷信号の処理方法をまとめた。

（S J 202　75－03）

## 回転プラグ固着防止試験

**三菱原子力工業株式会社**
**49．9．2～50．4．30**

高速増殖原型炉「もんじゅ」の回転プラグはナトリウム蒸気を含むカバーガス空間にて作動するため、ナトリウムが低温部に凝固付着し、機能を阻害する恐れがある。

本試験研究は「もんじゅ」に使用される回転プラグの部分モデルを用いてナトリウム蒸着防止法の効果ならびに回転プラグの持上、回転におよぼす影響を調べたものである。

その結果、回転プラグ下端の隙間限定ブレードはナトリウム蒸着を防止するのにかなり効果があることが確認された。

また各試験とも回転プラグへのナトリウム付着量は少なく持上および回転抗力は試験による顕著な差は認められなかった。

また、ナトリウム蒸着現象は、ナトリウムおよびカバーガスの温度、純度、圧力など多くの要素により異なるものであり、その解析はきわめてむづかしく、本試験による検討も決して十分ではない。

今後、実機に即した条件の下で諸々の実験を行い、ナトリウム蒸着現象を解明する必要がある。

（S J 206　75－05）

## ナトリウム用隔離弁（22Ｂ）の試作試験研究

**岡野バルブ製造株式会社**
**49．1．5～50．6．30**

高速増殖原型炉用大型ナトリウム弁の開発を目的とした口径22Ｂ隔離弁を試作した。

ナトリウム用弁は、ナトリウムの特性から熱衝撃による熱応力を小さくするために極力薄肉かつ均厚とする必要があるが、反面構造的な剛性も要求される。

本試験研究は試作された供試弁について設計どおりの強度および信頼性を有するかいなかを調査するために行ったものである。

試験の結果、実用弁としての強度を満足することが確認された。

（S J 234　75－01）

## 26Ｂ逆止弁試験後検査 ナトリウム中熱衝撃試験後の調査試験

**岡野バルブ製造株式会社**
**49．3．30～49．11．20**

高速増殖原型炉用大型ナトリウム弁の開発を目的とした口径26B逆止弁を試作した。この試作弁を動燃事業団大洗工学センターの熱衝撃試験ループに設置し、ナトリウム中で熱衝撃試験が実施された。

本試験研究は熱衝撃試験後に供試弁を分解し、弁各部の点検調査を行った結果の調査報告書である。

点検調査の結果、ナトリウム中での熱衝撃試験前後の有意な差異は認められず、弁性能の信頼性が確認された。　（S J 234　75－02）

## ナトリウム用16Bフリーズシール式流調弁（バタフライ弁）の試験研究

**東亜バルブ株式会社**
**50．2．4～50．3．31**

本試験研究の目的は試作したナトリウム用16Bフリーズシール式流調弁（バタフライ弁）の実用化に対する信頼性と安全性について、各種の応力解析試験を行い、必要な技術的資料を得、本弁が充分信頼性・安全性があることを確認することである。

本試作大形弁を用いて次に示す各種の応力解析試験を実施した。

(1)　本体部水圧試験（内圧応力分布試験）

本水圧試験時に、弁の各所に歪計を取付け、水圧試験圧力以下から段階的に昇圧し、次の応力を越えない範囲まで水圧力を負荷して、弁本体の各部の応力分布状況を計測し、設計応力の妥当性を評価した。

(2)　外力（配管推力）歪剛性試験

弁本体部、弁座部などの歪剛性を実験解析するため、本弁に各種の配管推力を与え、弁本体の各部の応力分布状況、弁座部の洩れ量を計測し、本弁の配管推力に対する剛性を確認試験した。　（S J 235　75－01）

## ナトリウム冷却高速増殖炉用構造材強度に対するナトリウム環境効果の評価法と設計基準への反映

**高温構造安全技術研究組合**
**49．9．2～50．5．30**

Na冷却高速増殖炉用機器、配管などの技術規格整備作業の一環として、構造機器の構造強度におよぼすNa環境効果の評価法を確立して今後のデータ整理のための資料とするとともに、将来は設計指針あるいは基準などに組込むことを目標とした資料とするため3年計画で本作業を開始したが、49年度は上記評価法の基本的検討を行ってその第1次原案を作成した。

Na環境効果の問題に関しては、まだ国内の研究資料が少ないので、大洗工学センターでの試験結果に加えて外国文献に記述された研究資料にもとづき、Na環境がステンレス鋼、Cr－Mo鋼など高速炉の構造材料の短時間強度、クリープ強度、疲労強度などにおよぼす影響を調べ、Na効果の評価法、Na効果を考えた設計基準の在り方などを考察した。

（S J 272　75－02）

## 超音波流量計の試作ならびに試験（III）

**三菱電機株式会社**
**49.11.1～50.4.3**

ナトリウム流量測定のための予備試験として、水ループ(300A配管）を用いて水流動試験を行い、ガイド棒方式による超音波流量計実現の見通しが得られた。

試験した流量計のガイド棒は一端に2MHzの送受信子をつけ、他端は前年開発した金箔（50μ）を介して配管に圧着した。

測定はガイド棒取付位置（L／D＝5、15、25）と取付け方向（0°、45°、90°）をパラメーターとし、流速を0～10m／secの間で変化させて行い、流量補正係数Kを求めた。

流量補正係数Kはガイド棒取付方向45°の時

K≒1.0であり、90°方向の時はこれより大きく、逆に0°方向の時はこれより小さかった。またL／Dが大きくなるにつれて3方向ともKは増加する傾向にあり、L／D＝25でもまだ安定していなかった。

その他、伝音材の長時間加熱試験、横波超音波の特性試験、高温用振動子の特性試験等を行い、種々の基礎的データを得た。

（S J 223　75－02）

## 高温用ひずみゲージの開発（Ⅳ）

**株式会社　共和電業**
**49．9．2～50．2．28**

高速増殖炉構造材ならびに各種構造機器の高温での熱ひずみを実験的に求めるために使用可能な抵抗線式ひずみゲージの開発を行いその諸特性を調査した。今回は前回実施したカプセル型ひずみゲージの特性改良に主眼をおき、特にゲージ構造に起因する熱による過渡的なみかけひずみを少なくするためにダミーゲージをアクティブゲージの周囲に配置することによって温度差が生じないようにした。またダミーゲージの巻線方法、ひずみを検出しないようにするための位置などの調査を行うため基礎的な試験も行った。試作したゲージの熱出力、ひずみ特性疲労特性などを試験した結果、熱出力などの温度特性面では、改善がみられた。

また、MgO充填密度を高めることによってゲージ率も向上したがその他の特性についてはまだ問題点が残されていることが明らかとなった。

これらの問題点はすべてひずみ特性に関するものであり、ゲージ内部のひずみ伝達が確実に行われるようにすれば高温におけるひずみ測定が可能と思われる。　（J 237　75－01）

## 「常陽」ナトリウム冷却系機器耐久試験装置コールドトラップ分析検査

**三菱原子力工業株式会社**
**49．12．10～50．7．31**

「常陽」ナトリウム冷却系機器耐久試験装置コールドトラップ内のナトリウム中不純物（酸素、炭素、鉄、ニッケル、クロム、マンガン、モリブデン）の分析、金網の表面検査および素線断面半径方向の成分検査（炭素、鉄、ニッケル、クロム、モリブデン）を行い次の結果が得られた。

1）酸素は一部を除き1～14%という高い値であった。
2）炭素は最上段で2300～6000ppm、他段では70～480ppmという値であった。
3）金属成分は最上段では高い値であったが、他段では一様に低い値であった。
4）金網の表面を検査した結果、使用前に比べて顕著な変化は認められなかった。
5）金網の素線断面半径方向の成分を検査した結果、成分の変化は認められなかった。

（S J 206　75－11）

## 高速増殖炉用燃料被覆管のクリープ試験（第五次）内圧クリープ破裂特性

**株式会社　日立製作所**
**49．10．15～50．6．30**

「もんじゅ」用燃料被覆管の製造仕様書の評価ならびに被覆管の許容応力値を決定するために必要な基礎データを得ることを目的に、炉外において内圧クリープ破裂試験を行った。供試材は、動燃事業団が「もんじゅ」用燃料被覆管の昭和48年度試作品として製作したSUS316ステンレス鋼燃料被覆管で、国内の2社で製造したA材およびB材の2種である。試験条件は、温度を750℃、目標破裂時間を100、300、1,000および3,000時間とし、内圧はこれらの時間で破裂するような圧力レベルを第四次試験結果を参考にして決めた。なお、試験片の酸化を防止するために電気炉内をArガス雰囲気にして試験

を行った。

本報告書は、被覆管の内圧クリープ破裂強度、外径伸びの変化ならびに金属組織の観察などについて述べたものである。おもな結果は次の通りである。

(1) 750℃における内圧クリープ破裂強度は、A材よりB材の方が高い。

(2) 「もんじゅ」用燃料被覆管の第四次試験と第五次試験とを比較すると、750℃における内圧クリープ破裂強度は第五次試材の方がA材およびB材ともに高い。

(3) 破裂後の外径伸びは（$\frac{\Delta D}{Dn}\times 100$、%）は、A材で14%～60%、B材で8～11%増加し、一般に破裂時間が長くなるにしたがって伸びは大きくなる。　（S J 202　75－13）

## 高速炉燃料被覆管のクリープ試験（V）

**住友金属工業株式会社**

**49. 10. 1～50. 5. 31**

高速実験炉「常陽」照射炉心用燃料被覆管について高温強度を検討した。

供試管はSUS316の冷間加工材、寸法は外径5.5mm肉厚0.35mmで2製造メーカーによるA、B、C3種の製品である。試験項目は高温引張試験、単軸引張クリープ試験、内圧クリープ破断試験および破断試験後の金相試験で、得られた結果は次の通りである。

A材およびB材について400℃～800℃の高温引張試験を実施した。両材の強度に差はない。

単軸引張クリープ試験は650℃で応力2～135 kg／mm²の4水準で1000hまでの試験を実施した。

内圧クリープ破断試験はA材、B材およびC材について700℃でそれぞれ3000h程度までの試験を実施した。

クリープ破断強度はB材、C材とも、同程度であるがA材はやや低目である。

（S J 207　75－07）

## 高速炉燃料被覆管のクリープ試験（第5次）

**株式会社　神戸製鋼所**

**49. 10. 1～50. 7. 31**

高速増殖原型炉用および高速実験炉照射炉心用燃料被覆管について、高温引張試験、700℃の単軸クリープ試験および650℃、750℃における内圧クリープ破断試験を実施した。

供試材は、国内2社で製造されたA、B、C3種類の被覆管で、B、C材はA材より結晶粒が大きく、またC材はA、B材よりN含有量がやや高くなっている。

以下に結果を要約する。

1) A、B、C材の引張性質はほぼ同じで、いずれも規格値を満足している。

2) B材のクリープ強度はA材より大きい。

3) B材の内圧クリープ破断強度は650℃、750℃のいずれの温度においてもA材より大きい。B材とC材はほぼ同じであった。

4) A材とB、C材のクリープ、クリープ破断性質には明らかに差が認められ、これは主として結晶粒の差によると考えられる。

（S J 216　75－01）

## 高速炉構造材料ナトリウム中試験にともなう試験研究（その4）

**日本溶接協会**

**49. 8. 5～50. 3. 28**

動燃事業団大洗工学センターの材料試験ループで、昭和47年度および48年度に次のような高速炉構造材料の流動ナトリウム中浸漬試験が行われた。

低純度材料試験ループ

M－1試験部　SUS304を主とするオーステナイトステンレス鋼母材および溶接部（浸漬時間5,000時間・10,000時間）

M－3試験部　2¼Cr－1Mo鋼を主とす

るクロムモリブデン鋼母材および溶接部（異材継手を含む）（浸漬時間 5,000時間・10,000時間）

中純度材料試験ループ

M－12試験部　M－3試験部とほぼ同じ（浸漬時間 5,000時間）

供試された短冊形試験片は動燃事業団で重量測定したあと、日本溶接協会原子力研究委員会FNA小委員会に引渡された。当FNA小委員会では試験担当委員が分担して、これらの試験片について腐食および質量移行を中心に浸漬後試験を実施した。本報告書は浸漬後試験の結果を記載した。（SJ278　75－03）

## 有限差分法による2次元空間動特性コードの開発

**動燃高速増殖炉開発本部**
**49．12 ～ 50．　6**

高速炉の過渡時過出力および冷却材喪失による仮想事故時の炉内中性子束のエネルギー、空間分布の過渡的変動を正しく評価することは、高速炉の安全解析上重要である。

ここでは、非定常の少数群拡散方程式および遅発中性子先行核の釣り合いの式を基礎式とし、炉内中性子束のエネルギー、空間変動を有限差分法により厳密に数値解析する計算コードSD2およびKD2を開発した。

原子炉体系は、実際の形状に近い2次元γ－Z円筒形とし中性子群数は4群まで、遅発中性子組数は6組まで取扱うことが可能である。

本コードの特徴は、内側反復（inner－iteration）および外側反復（outer－iteration）にSOR法（Successive Over－Relaxation method）を適用した事であり、過渡的変動に応じて時間ステップを自動的に修正する機能を有する。

このコードは、将来空間動特性解析法として計算時間および所要記憶容量の点で、有限差分法より優れた近似解法を開発するさいの精度の検討のため標準コードとしての性格を備えるものである。

本報告書は、初期定常計算コードSD2および非定常計算コードKD2について詳述したものであり、かつ、本コードによる計算と、他の計算コードとの計算結果の比較について論じている。サンプル計算の比較によれば、過渡時の原子炉出力と燃料温度の履歴は、他のコードとよく一致する。（SN241　75－13）

## 米国製「もんじゅ」用燃料被覆管先行材の確性試験結果

**動燃東海事業所**
**49.11.1～50.1.31**

米国カーペンター社製「もんじゅ」用燃料被覆管試作品の先行材について各種の確性試験を行い、外国製被覆管評価試験の参考資料とするため、神鋼、住金、動燃事業団の3機関で非破壊および破壊の各種試験をそれぞれ分担して行った。

動燃事業団が担当した750℃と800℃の強度試験結果を他の被覆管の試験結果と比較すると引張と内圧破裂強度は国産の48年度試作品と同程度であるが、内圧クリープ強度は常陽規格のカーペンター管と比べてかなり低下している。

（SN843　75－08）

## ミキシングティの熱衝撃試験 ナトリウム機器の熱衝撃試験

**動燃大洗工学センター**
**48．2．1～48．6．30**

ナトリウム熱衝撃試験装置を用いて、この装置の最初の試験体として、50MW蒸気発生器試験施設に使用されるミキシング・ティーについて21回の熱衝撃試験を行い、次の結果が得られた。

(1) 熱電対による温度実測値は、ナトリウム温度実測値を与えて得られる過渡温度分布計算結

果と、ナトリウム接液面の熱伝達係数を適当に仮定することにより、多くの個所でよく一致した。(2) 高温ひずみケージによる実測値は、有限要素法による計算結果との比較は一点のみしか行っていないがよく一致した。その他の点について簡易計算結果と比較し、かなりよい一致を見た。詳細にはさらに検討を要する。(3) 最大応力強さは、発生点がナトリウム接液面にあるため実測されていない。上記温度分布計算結果から、最大応力強さを推定し、ミキシング・ティーの寿命は十分実用に耐えることがわかった（委託研究)。(4) 高温ひずみゲージによるひずみ計測は、われわれの最初の経験であったため種々苦労した。また、高温ひずみゲージを単体で較正試験し、使用法が正しければ温度によるみかけのひずみは十分小さいことがわかった。

（S N941　75－10）

## ナトリウム中塩素の分析法 塩化銀化濁法

**動燃大洗工学センター**
**4 9．1 1～5 0．2**

ナトリウム中の塩素の迅速分析方法を確立するために検討を行った。

ナトリウム試料を水蒸気分解して、水酸化ナトリウムとしたのち、硝酸（1＋1）で中和する。これに硝酸銀（10%）を加えて、よく振りまぜ塩化銀の白濁を主成させ、生成した白濁を390nmの波長で、分光々度計で測定する。

本法は、ナトリウム中塩素100$\mu$gまでの定量に適用できる。変動係数は塩素20$\mu$g水準で2.8%である。　（N941　75－11）

## 高温ナトリウム中における自己融着試験（Ⅳ）

**動燃大洗工学センター**
**48．9．1～49.11.30**

今回、新しく自己融着試験部（S W－2）とこれらに関連した設備が完成し、試験機の機能テストの1部として、高温不活性ガス中における試験を行った。自己融着試験機はこれまでに基準化されたものがなく、材料の判定も不充分であった。そこで、今回われわれは新しい機能を含む試験機を開発した。この試験機の特長は次の通りである。

Ⅰ）　高温ナトリウム中で加圧、融着させ、引張りおよび捩り試験からの材料の自己融着性判定ができる。

Ⅱ）　捩り回転、引張りおよび圧縮荷重とも、油圧方式を採用し、試験機の操作、構造が簡単となり、また小型となった。

Ⅲ）　試験機を180°反転することによって、他の雰囲気（例えば不活性ガス中）中で試験することが容易となった。

Ⅳ）　低荷重（100kg以下）から高荷重（最大4000kg）までの摩擦試験が可能であり、高温不活性ガス中試験からも、十分満足できる試験機であることが確められた。

（S N941　75－13）

## 実験炉「常陽」モックアップ試験のまとめ

**動燃大洗工学センター**
**4 5．9 ～ 4 9．9**

ナトリウム機器構造試験室が昭和45年(1970) 9月に正式に室として発足以来昭和49年(1974) 9月末までに、当室で実施された「常陽」のモックアップ試験の成果を、メーカにおける工場試験結果も含めて、既刊の報告書を中心に取りまとめた。

「常陽」関係のモックアップ試験は現在も継続中であるが、この期間に実施された試験結果で、「常陽」の計画、設計、製作などに反映された項目も多いので、上記期間までを中間報告として取りまとめた。　（S N941　75－17）

## ナトリウム中の微量ウランの定量法（1）

動燃大洗工学センター
48．4 ～ 50．2

ナトリウム中の微量ウランを、真空蒸留法でナトリウムから分離し、同位体希釈法で定量する方法を検討した。

一定量のウラン－233スパイクをとった真空蒸留用るつぼに金属ナトリウム10～20 g を採取し、真空中で蒸留する。

蒸留残渣中のウランをメチルイソブチルケトン抽出およびトリ－ノルマルオクチルアミン抽出により分離し、質量分析計により同位体比を測定する。

ナトリウム中のウラン量はスパイクとナトリウム中から分離されたウランのみを含む混合物の同位体から計算される。

本法の空試験値は約1 ngであり、スパイク中に種々のウラン量を含む合成試料を用いて回収試験を行ったところ定量的な結果をえた。

通常のナトリウム中のウラン量は約1ppbであった。　（N941　75－18）

## ナトリウム物性値の実用計算式 1972年までの公表文献にもとづく 液体と蒸気の物性値

動燃大洗工学センター
49．1～49．12

ナトリウム物性値に関する実験式として従来から各種の式が提案されており、おのおのの式から求めた同一物性値間にもわずかではあるが相異がみられ、実験データ解析時にこれらの相異は誤差となって含まれてくる。本報では各種物性値について現時点でもっとも信頼性が高いと推定される実験データをまとめ、これらを基に物性表と物性値グラフを作成した。集録した物性値は使用頻度の高い23種類について100℃～1200℃の間1℃間隔で表とした。また、簡易利用のためにはそれぞれの物性値をグラフとし添付した。　（N941　75－19）

## 「常陽」1次主循環ポンプ モックアップ（II） 耐久試験後の解体洗浄試験

動燃大洗工学センター
49．10～50．3

「常陽」実規模試作1次循環ポンプが、昭和47年3月に大洗工学センターナトリウム機器構造試験室に設置されて以来、昭和49年9月までに約13,000時間の性能耐久試験が実施された。

13,000時間の累積運転後のポンプ内部を検査するために、解体洗浄を行った。今回のこの作業はポリエチレン袋を使用した引き抜き、「常陽」メインテナンス施設を利用したタンク内スチーム洗浄によった。

本解体洗浄作業により得られた成果は、次の通りである。

(1)　1次主循環ポンプ内ケーシングの引き抜き作業の習得。
(2)　1次主循環ポンプ内ケーシング内に付着しているナトリウムの付着状況ならびにナトリウム量の推定（約4,800gr）。
(3)　「常陽」メインテナンス設備の取扱習得ならびに問題点の摘出。
(4)　スチーム洗浄、水洗浄の洗浄効果。
(5)　長時間ナトリウム浸漬された大型ナトリウム機器のナトリウム洗浄処理技術の開発。

（SN941　75－43）

## ナトリウム中の水素の分析方法 アマルガム環流法

動燃大洗工学センター
48．7 ～ 50．3

アマルガム環流法によるナトリウム中の水素を定量する方法について、日常分析に必要な操作手順の検討を行った。

実験はアマルガムを用いて空試験値の測定および合成試料中の水素の定量を行った。アマルガムおよびグローブボックス雰囲気の純度は、

空試験値には寄与しない。空試験値は水素として0.1μgであった。合成試料からの回収実験で定量的な回収率が得られた。

本法による水素分析の再現性は、水素濃度0.2～0.5ppmの範囲で27%（変動係数）であった。

（N941　75－44）

## 「常陽」ナトリウム冷却系機器耐久試験装置（III）「常陽」補助冷却系2次ポンプのナトリウム中性能試験

**動燃大洗工学センター**
**48．2 ～50．4**

「常陽」補助冷却系2次ポンプと同型、同一仕様で設計・製作され、「常陽」Na冷却系機器耐久試験装置に設置されている2次ポンプは現在までに約8,000時間のナトリウム中耐久試験を経過し、その間ナトリウム中性能試験も定期的に実施されてきた。

本報告は本ポンプの製作・設置時の試験結果、現在までの運転経過、ナトリウム中耐久および性能試験の結果などについて述べられている。

本ポンプのナトリウム中耐久および性能試験から以下の結果を得た。

(1) 本ポンプは「常陽」補助冷却系2次ポンプとしての性能を満足している。

(2) 本ポンプは約8,000時間経過後も異常などが認められず、またフェライト鋼ループに取りつけられているが、性能の経年変化などはみられなかった。

(3) 本ポンプの効率は定格運転時約23%であった。

(4) 本ポンプの電圧－流量特性、流量－揚程特性においては、ナトリウム温度の低い方が効率がよかった。

（SN941　75－48）

## 「常陽」Na冷却系機器耐久試験装置（V）「常陽」2次主循環ポンプナトリウム中性能耐久試験

**動燃大洗工学センター**
**48．2 ～50．5**

高速実験炉「常陽」の2次主循環ポンプなどの性能および耐久試験を実施するため、大洗工学センターナトリウム機器構造試験室に「常陽」Na冷却系機器耐久試験装置を設置し、「常陽」の運転に先行して試作「常陽」2次主循環ポンプの性能および耐久試験が実施された。

本報告書は、昭和48年2月以来、昭和50年5月までに実施されたポンプの性能試験および耐久試験の結果について記述されている。

ポンプの性能試験としてQ－H特性試験、ポンプ効率の測定などが行われ、「常陽」で要求される仕様を満足することがわかった。耐久試験は、「常陽」の運転サイクルにあわせ、45日間の定格運転、15日間の30%（250℃）運転モードで実施され、昭和50年5月にナトリウム中でのポンプの運転時間が約10,000時間に達した。

（SN941　75－53）

## ナトリウム中の放射性腐食生成物の分析方法（第1報）真空蒸留分離・γ線スペクトロメトリー

**動燃大洗工学センター**
**49．4 ～50．3**

ナトリウム中のクロム－51、マンガン－54、鉄－59およびコバルト－60などの放射性腐食生成物を真空蒸留・γ線スペクトロメトリーにて分析する方法を検討した。

放射性腐食生成物は真空蒸留法によりナトリウムから分離されるが、放射性核種をナトリウムから定量的に分離するためには、あらかじめ蒸留るつぼ中に保持担体を入れておく必要がある。

保持担体がないと放射性核種は金属るつぼ中に沈着、拡散し、酸処理によってるつぼからとりだすのが困難となる。

放射性核種および保持担体を含む蒸留残渣は

酸で溶解し、これを計測用バイアルに入れ、Ge（Li）検出器を用いてγ線計測して、定量する。

放射性核種の定量下限は、計測時間を一万秒とし、測定誤差を10%としたとき約$1\times10^{-4}\mu$ci／gと推定される。　（SN941　75－56）

## ナトリウム中材料試験速報（5）
## 高速炉用燃料被覆管の内圧クリープ試験

**動燃大洗工学センター**

**49．2．21～49．11．9**

高温ナトリウム中における高速炉用燃料被覆管での内圧クリープ破断試験を行うことによりクリープデータを求め、「常陽」燃料集合体の設計および使用条件のための基礎資料とする。

低純度材料試験ループにおいて、実験炉「常陽」用燃料被覆管のナトリウム温度650℃および700℃における内圧クリープ試験を行った。定格状態における浸漬時間は、650℃において1,501.0時間、700℃において、1,925.4時間である。今回得られた破断強度、クリープ速度などのデータを同一供試材の空気中データおよび「常陽」用二次試作材のナトリウム中データと比較検討した。破断強度は、700℃において、空気中データと比べると明らかにナトリウムの影響と思われる低下がみられた。強度の低下に対応するミクロな炭素成分変化などについては、今後の解析報告書で述べる予定である。

（SN941　74－07）

# 新型転換炉原型炉「ふげん」燃料交換装置の開発

堀田　修*　雪島伊乙夫**

## 1．まえがき

「ふげん」では、原子炉の稼働率をおとさず、プルトニウム・セルフサステイニング方式の燃料サイクルを目標とし、原子炉運転中に燃料交換が行えるように計画されている。

図1および図2にシステム概要を示す。図1に示すごとく、燃料交換装置は、原子炉圧力管の下方から燃料集合体の挿入、取出しを行い、格納容器内に設けられた燃料交換プールに使用済燃料を移し、またここから新燃料を受取るシステムが採用されている。

燃料交換プールの使用済燃料は、斜めに格納容器を貫通するトランスファーシュートを通って、格納容器外の燃料貯蔵プールに排出される。新燃料もここから格納容器内に搬入される。トランスファーシュートの両端には隔離弁が設けてあり、これらの弁を交互に開閉することにより、格納容器を開放することなく燃料集合体の出入れが行える。このうち格納容器内機器の操作は、中央制御室より遠隔で行われる。

構成機器のうち、原子炉運転中に燃料交換をする機能が要求される燃料交換装置は、もっとも重要な機器で、技術的にも多くの開発課題をもつものであった。そのおもなものを次に示す。

（1）　72kg/cm²g、　277℃の原子炉圧力管内の燃料集合体を安全に取出し、挿入できなければならない。このために、燃料集合体の取扱いだけでなく、原子炉の圧力境界を保証するシールプラグの取扱いも確実に行えなければならない。

（2）　原子炉圧力管と容易に結合でき、また、圧力管との結合中に地震が生じても、圧力管などを損傷することなく相対変位を吸収でき、同時に一次冷却系の水密性をたもてなければならない。

地震の問題は、わが国特有のものであり、独自の結合機構の開発を必要とした。

（3）　遠隔操作が必要となるため、各部の動作、位置、荷重などの信号を検出指示し、安全な運転ができなければならない。

（4）　すべての操作は、遠隔で行われるが、装置の万一の故障の場合には、近接が可能で適切な処置ができ、圧力管と結合した状態で立往生しないよう対策ができていなければならない。放射能の高い使用済燃料を内蔵したまま動作しなくなることが、もっとも厄介な故障である。

これらの課題に対処するために、まず、もっとも重要なコンポーネントと考えられるシールプラグおよびこれを取扱うグラブ、圧力管と燃料交換装置を結合するスナウトなどの試作開発を昭和44年から開始し、ひき続いて、その他の主要部品の開発試験を行った。

これらの成果を基に、原子炉運転中の燃料交換を模擬した条件下で、実物と同じ試作機を運転して、燃料交換機能や保守の容易性などについての実証をするために、昭和47年末に試作機と同試験装置を富士電機製造㈱、川崎工場に完成し、昭和48年1月より試験に入った。同年5月に単体としての機能試験（第1次試験）を終え、翌年に実際の原子炉と等価の試験条件下で、燃料交換試験（第2次試験）を実施し総合的な機能を確認した。これらの試験により得られた

＊　動力炉・核燃料開発事業団新型転換炉開発本部

＊＊富士電機製造株式会社川崎工場

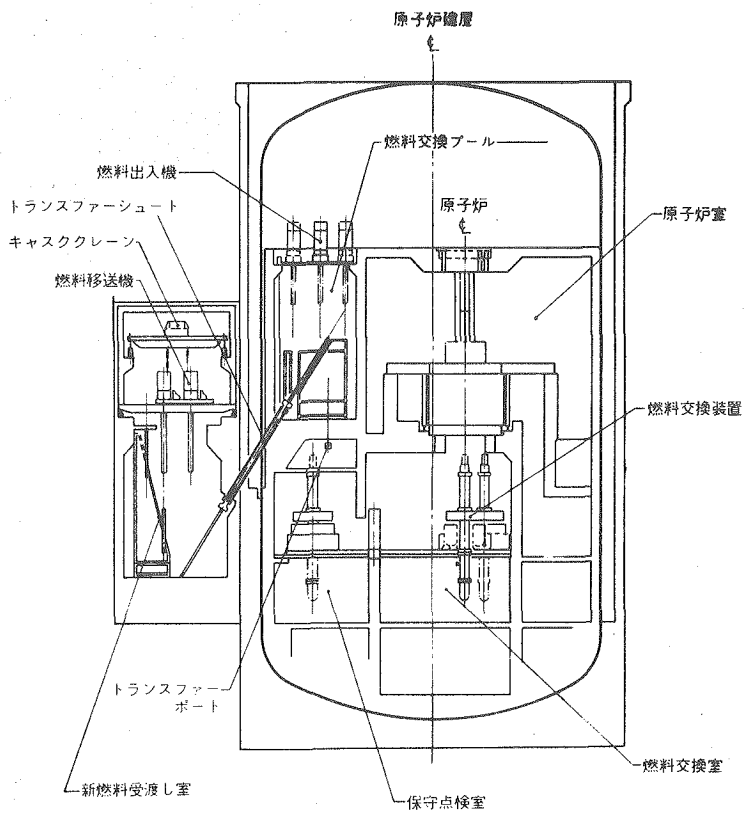



図１　原子炉建屋断面図

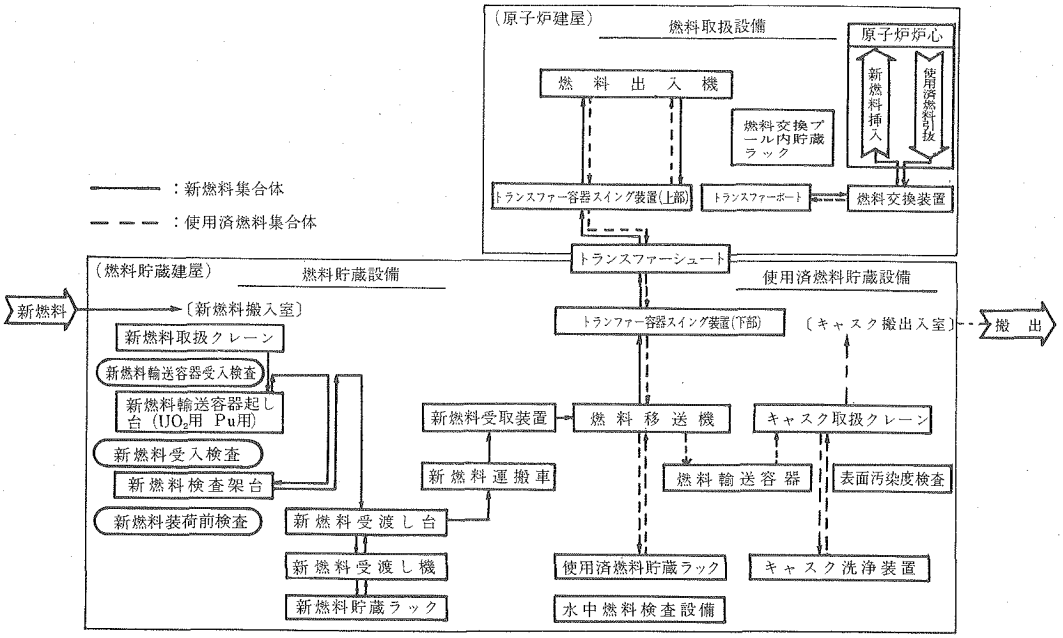



図２　燃料交換フローシート

成果を反映した改良、および並行して進められていたシールプラグ試作開発の成果を反映した改造を実施し、最終的な燃料交換機能を実証するための第3次試験が、実際の原子炉に使われるものと同じ設計の圧力管集合体、燃料集合体、しゃへいプラグ、シールプラグを用いて行われ、昭和50年8月に終了した。

ここでは、燃料交換装置の試作開発の結果を中心に、その概要を紹介する。

## 2．燃料交換装置の概要

燃料交換装置の動作を中心に説明する。装置全体は原子炉の下側を横行、走行する台車により指定された位置に移動される。圧力管への位置決めは、あらかじめ指定された圧力管アドレスに対して、横行、走行台車上に取付けられた位置発信器により絶対位置調整を行い、次にスナウトを伸ばし、上部に取付けられた感応コイル型位置検出素子により圧力管との相対位置決めが行われる。

圧力管内には、図3に示すごとく、下からシールプラグ、下部しゃへいプラグ、燃料集合体、上部しゃへいプラグの順に挿入されており、このうちシールプラグは単独で、燃料集合体と下部しゃへいプラグは、結合された状態で取扱われる。この取扱方式は、単一支持機構の機能そう失が生じても燃料集合体の落下を防止でき、シールプラグの交換は該当シールプラグの取扱いだけで交換できるなどの利点があるために採用された。

燃料交換装置と圧力管を結合したあとは、原子炉との圧力バランスを行う。圧力バランスは図4に示すように、指定圧力管に通じている下部ヘッダ圧力と燃料交換装置容器圧力とを突合わせることにより行う。燃料交換装置側の圧力は、一次冷却水の混入防止と取扱い燃料集合体などの冷却をするために、加圧ポンプにより原子炉側より約3 kg／㎠g高い圧力に保持される。

燃料交換装置は、収納容量4体のマガジン機構を内蔵しており、任意の収納管をスナウト真下へ回転移動により位置決めできる。位置決めされた収納管の下に水圧作動型のグラブが位置

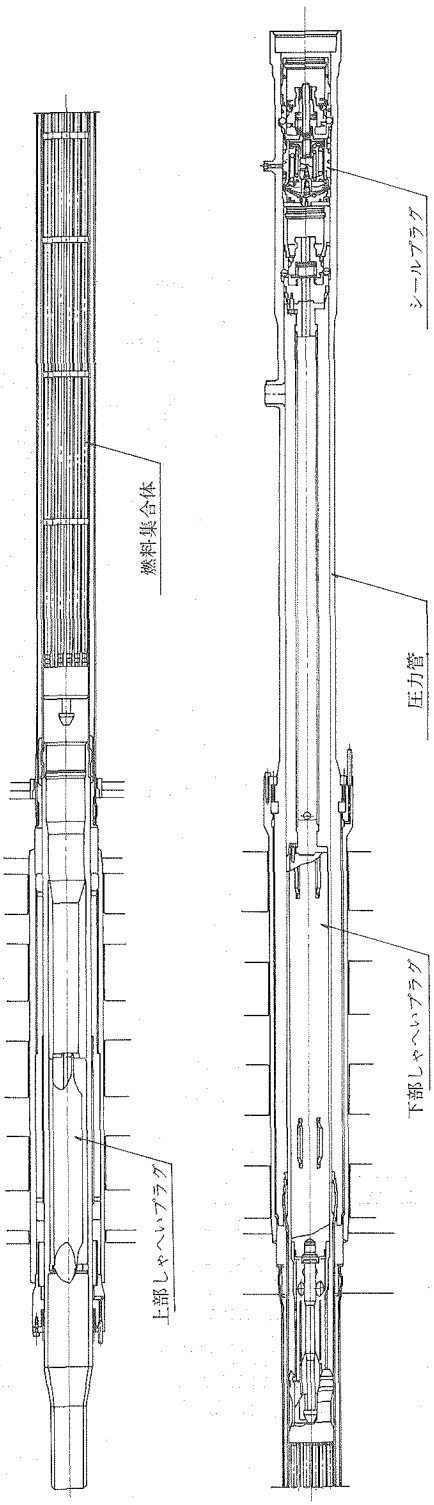



図3　圧力管集合体

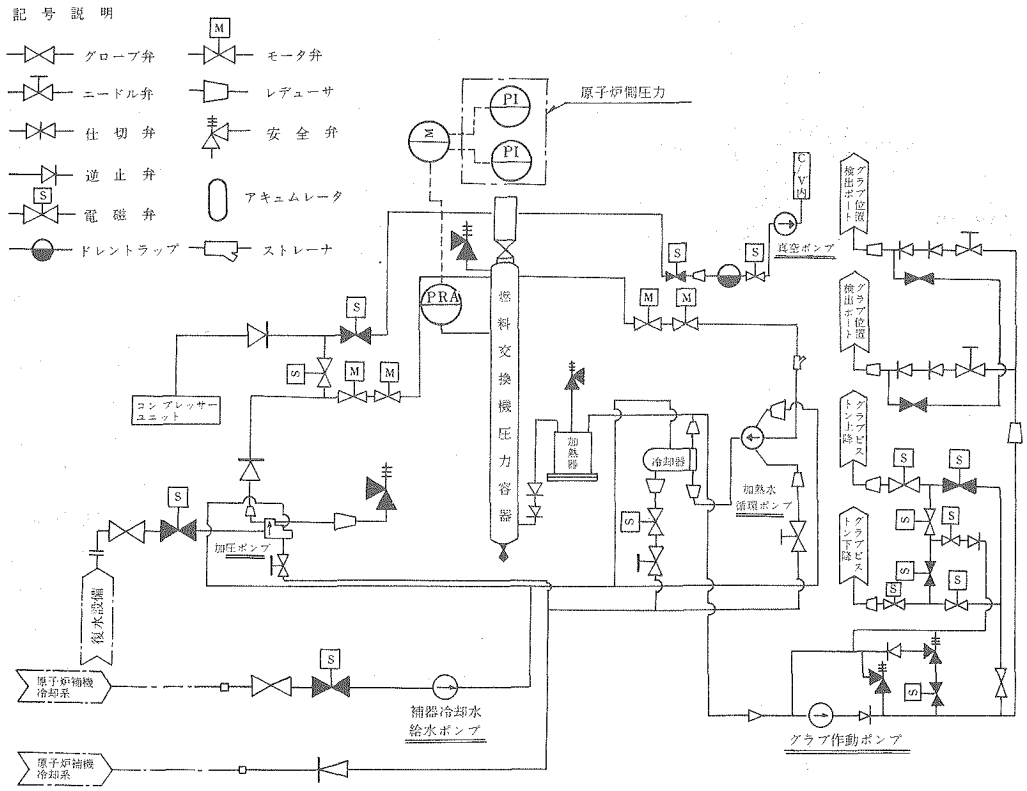



図4　燃料交換装置加圧・冷却系フローシート

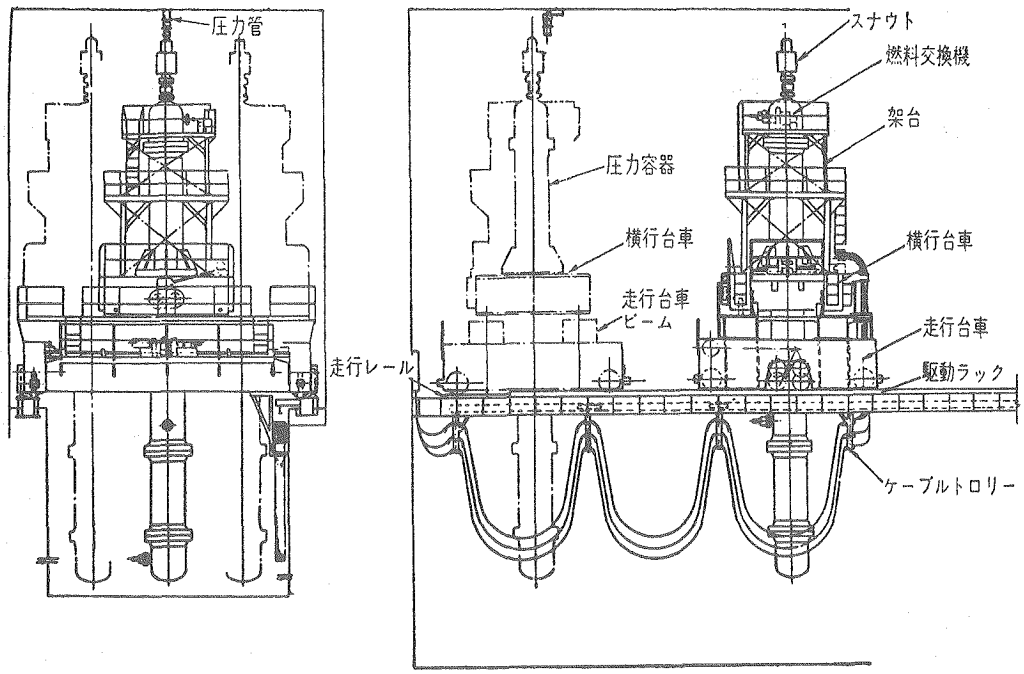



図5　燃料交換装置

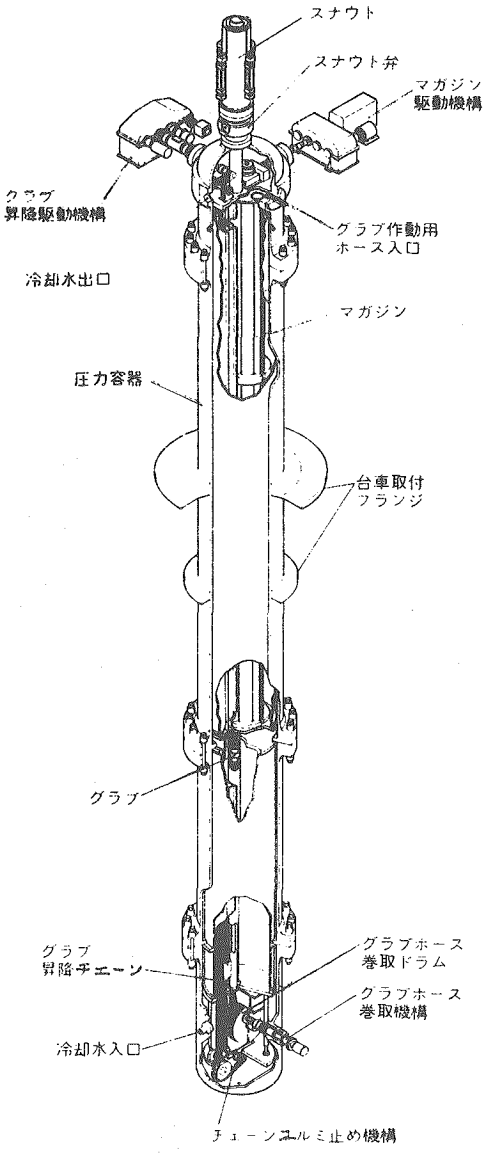



図6　燃料交換装置本体断面図

し、このグラブは、油圧駆動により昇降され、マガジン収納管、スナウトを通って原子炉圧力管にとどくストロークをもつ。

グラブによって、まず圧力管内に装着されていたシールプラグをはずし、第1のマガジンチューブに収納する、同様に第2のマガジンチューブに使用済燃料としゃへいプラグを収納する。次にあらかじめ、第3のマガジンチューブに入れてあった新燃料集合体としゃへいプラグの集合体および第4のマガジンチューブに入れてあった新シールプラグを、順次圧力管に装着して、燃料交換作業を完了する。

燃料交換装置の圧力は、大気圧にもどされ、スナウトは圧力管と分離される。次に、同装置は、燃料交換プールの下に移動し、プールの底に設けられたトランスファーポートと結合し、原子炉の場合と同じ手順により、使用済燃料集合体とシールプラグを排出し、新燃料集合体と新シールプラグを収容する。

このように、燃料交換装置は、(1)圧力管と結合するスナウト、(2)大気と隔離するスナウト弁、(3)燃料集合体、しゃへいプラグおよびシールプラグを収容するマガジン、(4)しゃへいプラグおよびシールプラグの圧力管への着脱機能をもつグラブ、(5)これらを内包する圧力容器、(6)各種駆動装置、(7)加圧・冷却系、(8)これらを搭載して横行、走行する台車から構成されている。

図5に燃料交換装置の外観図を、図6に燃料交換装置本体断面図を、表1に燃料交換装置主要仕様を示す。

## 3．燃料交換装置の試作開発

試作開発は、燃料交換装置の構造に大きく関与するシールプラグおよびスナウトの開発から着手した。次に、燃料交換装置の主要構成部品であるグラブ動作検出系、水中軸受、貫通軸シール、スナウト弁などの試作開発を行い、これらの成果を試作機の設計、製作に反映させた。

試作機は、実機とまったく同じ仕様で、同じ寸法、材料、部品で構成され、燃料交換装置としての総合的な機能を確認するだけでなく、操作性や保守・点検上の問題まで摘出できるように配慮して製作した。同試験装置も実際の使用状態（温度：277℃、圧力：72kg/cm²g、流量：40 t/hr）を模擬できる設備にした。

まず、大気中で燃料交換装置の内部構造物についての試験（第1次試験）が実施され、次いで実際と同じ運転条件下での燃料交換試験（第2次試験）が行われた。これと並行して実施していたシールプラグ開発試験の成果を燃料交換装置に反映させる改造を行い、最終的に、長期

表1　燃料交換装置主要仕様

| | | |
|---|---|---|
| スナウト | 最高使用温度 | 150℃ |
| | 最高使用圧力 | 82kg/cm²・g |
| | 水平相対変位(最大) | 10mm |
| | 駆動力 | 4×油圧シリンダ |
| | 外形寸法 | 538mm(シリンダー間)×1,424mm(結合時) |
| | 材質 | ステンレス鋼 |
| スナウト弁 | 最高使用温度 | 150℃ |
| | 最高使用圧力 | 82kg／cm²・g |
| | 弁形式 | ボール弁 |
| | 外形寸法 | 390mmφ×450mm |
| | 材質 | ステンレス鋼 |
| 圧力容器 | 最高使用温度 | 100℃ |
| | 最高使用圧力 | 82kg／cm²・g |
| | 寸法 | 内径890mmφ×肉厚45mm×高約13.5m |
| | 重量 | 約21 t |
| | 材質 | ステンレス鋼 |
| マガジン | マガジンチューブ数 | 4本 |
| | 外形寸法 | 540mmφ×7,485mm長 |
| | 重量 | 約3200kg |
| | 材質 | ステンレス鋼 |
| | 駆動方式 | 油圧モータ,インデックシングドライブ機構 |
| グラブ | 形式 | 水圧ピストン操作式 |
| | 外形寸法 | 130mmφ×3800mm長 |
| | 重量 | 約120kg |
| | 材質 | ステンレス鋼 |
| グラブ昇降装置 | 形式 | ローラチェーン昇降方式 |
| | 駆動速度 | 高速　3m／min |
| | | 低速　0.6m／min |
| | 駆動方式 | 油圧モータ |
| | ストローク | 10.75m |
| | 材質 | ステンレス鋼 |
| 加熱器 | 形式 | 縦置円筒形シーズヒータ式 |
| | 最高使用温度 | 100℃ |
| | 最高使用圧力 | 82kg／cm²・g |
| | 容量 | 100kW |
| | 主要寸法 | 内径283.7mmφ×肉厚17.4mm× |
| | | 高約1.4m |
| 冷却器 | 形式 | 横置U字管式 |
| | 最高使用温度 | 100℃ |
| | 最高使用圧力 | 82kg／cm² g |
| | 容量 | 8.6×10⁴Kcal／hr |
| | 主要寸法 | 内径336.6mmφ×肉厚9.5mm× |
| | | 高約0.88m |
| | 主要材質 | ステンレス鋼 |
| 走行，横行台車 | 横行台車スパン | 2,700mm |
| | 走行台車スパン | 7,400mm |
| | 全重量 | 約60 t |
| | 速度 | 走行台車　横行台車 |
| | | 高速　50m／min　3.0m／min |
| | | 低速　0.12m／min　0.1m／min |
| | 駆動方式 | ラックおよびピニオン駆動 |

表2　燃料交換装置の試作開発経緯

● 試験終了
○ 試験継続中

| 項目＼年度 | 44 | 45 | 46 | 47 | 48 | 49 | 50 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 主要部品の試作試験 | | | | | | | |
| (1)スナウト | ● | | | | | | |
| (2)貫通軸シール、グラブ位置検出系、軸受、スナウト弁コレット継手 | ○ | ○ | ● | | | | |
| 交換装置機能試験 | | | | | | | |
| (1)設計、製作 | ○ | ○ | ○ | ● | | | |
| (2)内部構造物動作試験 | | | | ● | | | |
| (3)第1次試験 | | | | | ● | | |
| 燃料交換試験 | | | | | | | |
| (1)第2次試験 | | | | | | ● | |
| (2)第3次試験 | | | | | | ○（改造） | ● |
| （参考） | | | | | | シフトシール型 | メタルシール型 |
| シールプラグ着脱試験 | | | | ○ | ○ | ○ | ● |

表3　試験装置主要仕様

| | |
|---|---|
| 最高使用温度 | 302℃ |
| 最高使用圧力 | 89kg/ cm²g |
| 運転温度 | 277℃ |
| 運転圧力 | 72kg/ cm²g |
| 模擬圧力管 | 燃料交換用×4（含む実尺圧力管） |
| | 位置決め用×5 |
| 燃料集合体 | 実機と同一形状、寸法、重量×4 |
| しゃへいプラグ | 実機と同じ×4 |
| シールプラグ | 実機と同じ×5 |
| 循環水量 | 60t / h |
| 加熱容量 | 400kw，電熱式 |
| 冷却容量 | $5\times10^5$kcal / h |
| 主要部材質 | ステンレス鋼 |

連続運転を含めた燃料交換実証試験（第3次試験）を実施した。

写真1に燃料交換装置試作機および試験装置を、写真2に同上制御盤を示す。表2に燃料交換装置の試作開発経緯を、表3に試験装置の主要仕様を示す。

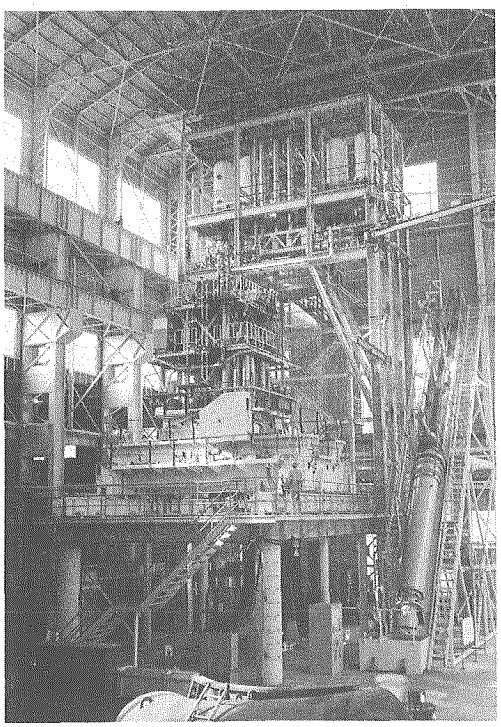


写真1　燃料交換装置試作機および試験装置

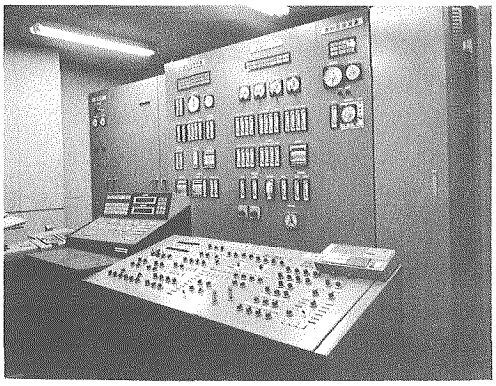


写真２　燃料交換装置試作機
および試験装置制御盤

3．1主要部品の試作開発

(1)　スナウト

スナウトには、次の性能が要求された。

1)　地震時に生じると予測される原子炉圧力管と燃料交換装置間の相対変位８㎜に追随し、水密機能を保持すると同時に、結合部の万一のはずれを防止するためにメカニカルロック機構をもつこと。

2)　燃料交換装置の位置決めの誤差や、圧力管の熱膨張など、予知される水平、垂直方向の位置のずれがあっても支障なく追随し、結合、分離動作が円滑に行えること。

3)　結合、分離の動作が、複雑な機構を使うことなく、インターロックの操作も含めて一動作で確実に行えること。特に、原子炉に結合したまま分離できなくなるのを避けるため、分離動作の信頼性が高いものであること。

これらの性能をもたせた試作スナウトの構造を図７に示す。相対変位の吸収は、連絡管とノーズなどの相手側との結合に球面座シール結合機構を採用することにより解決し、偏心に対する円滑な結合、分離動作は、前述の球面座シール結合機構とスプリング式スナウト支持装置の採用により解決した構造とした。結合部の固定および一操作による結合・分離動作はボールラッチ機構の導入により実現した。特に、分離動作の信頼性を高めるために、

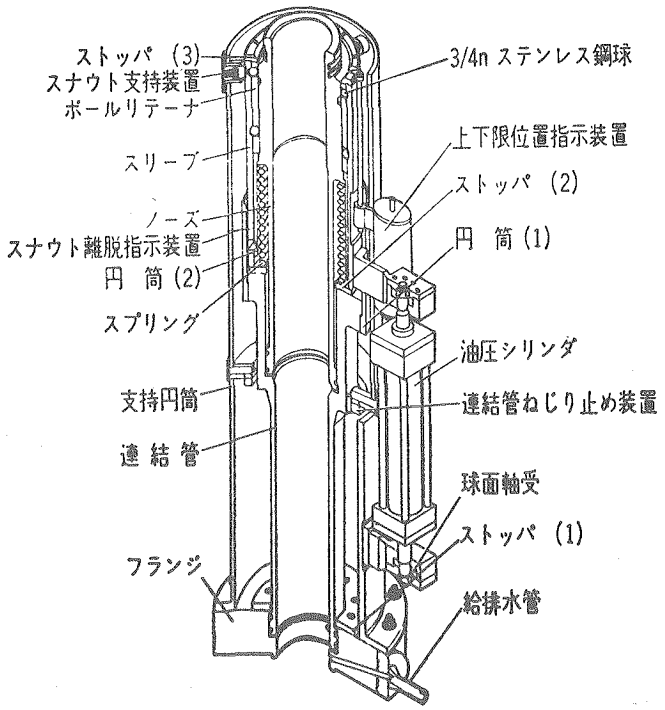



図７　スナウト断面図

2系統の油圧駆動方式を採用し、2対の油圧シリンダを装備した。

これらの機構が設計どうり動作し、所要のスナウト性能をもつことを確性するために、大気中でスナウト動作試験を行った。この結果、水平・垂直方向とも最大10㎜まで相対変位を与えても、相対変位の吸収および円滑な結合、分離動作が行えることが明らかとなり、所要の性能をもつスナウトの開発に成功した。シール性能は、圧力管と中心が一致した場合、5～6cc/hr、水平に10㎜変位した場合でも、20cc/hr 以下で十分に許容値（300cc/hr）を満足するものであった。

(2)　グラブ動作検出試験

グラブの摑みはなし制御および動作状態の監視のために検出器が必要となる。この検出器として、電気式のものは、グラブが高温、高圧水中にあるために、採用できない。そこで、グラブ動作検出用ピストン式流路締り機構を開発試作し、実機で想定される流路回路を使って、感度および応答性の試験を行いグラブ制御に適用できることを確認した。

(3)　コレット継手試験

燃料集合体と下部しゃへいプラグとは、燃料交換装置では一体として取扱われ、両者の結合は、同装置へ収納される前に、遠隔で簡単に行えることが望しい。このために、結合機構として、スプリング作用を利用したコレット継手を採用し試作した。この継手について、強度、操作力、耐久性などを確認し、最適形状を選定した。

(4)　グラブホース耐久試験

グラブの駆動および作動検出用に水圧を必要とする。この水圧供給用に、グラブには4本のホースがつながれている。これらのホースは、燃料交換装置下部の巻き取りドラムに接続され、常に一定トルクで巻き取られるようになっている。

このホースの破損は、正常なグラブの動作を不可能にするため、使用ホースの寿命を明らかにする必要があった。そこで数種類の金属性フレキシブルホースを試作し、耐圧試験および繰返まげ試験を行い、使用条件のもとで$10^4$回以上の繰返まげに耐えるホースの開発に成功した。この回数は実機での3年分の使用回数に相当する。

(5)　軸受試験

燃料交換装置の内部機構の軸受に使用されるラジアルボール軸受、スラストボール軸受は、水中で比較的高荷重、低速で使用されるが、適用限界が明らかにされていない。そこで、使用条件下での連続負荷試験を行い、耐久性を確認した。

(6)　貫通軸シール試験

燃料交換装置の内部機構は、すべて圧力容器の外側から油圧で駆動されるが、圧力容器を貫通する軸のシールとしては、メカニカルシールを使用する。

この機能を確認するために、実機と同じ高圧温水の条件で貫通軸を回転し、メカニカルシールの摩擦トルクおよび漏洩量を測定し、あわせて耐久試験を行った。

(7)　ボールバルブ試験

このボールバルブは、スナウト弁として、使用するもので、燃料などの通過を円滑にするために、この形式が選ばれた。この部分は、使用済燃料通過時に高い放射能を受けるため、シールはメタルシールとし、これに関する開発を行い成功した。

3．2　燃料交換試験

(1)　第1次試験

第1次試験は、試作機自身の基本作動を確認するために常温で実施され、以下の結果をえた。

1)　燃料交換装置位置決め試験

台車の走行距離を検出するパルス発信器およびスナウトの先端と圧力管との偏差を検出するスナウト位置検出素子によって、±1㎜以内の位置決めができる。

2)　スナウト—圧力管結合試験

偏心10㎜までの結合は支障なくできる。また昇圧時の水密性も良好である

3)　シールプラグ着脱試験

スナウト偏心10㎜までの状態で、シール

プラグの着脱は正常に行える。

4) 燃料集合体取扱試験

操作は円滑に行われ、油圧回路なども含めて容量的に問題ない。

5) 燃料交換装置加圧試験

昇圧、降圧も正常に行われ、加圧水中での各機器の作動も良好である。

(2) 第2次試験

第2次試験は、第1次試験に引続いて、実際の原子炉と等価な温度、圧力条件の下での燃料交換装置の性能を確認することを目的として実施された。

試験は、常温・常圧から277℃・72kg／cm²gの条件まで段階的に進め、また被取扱物もシールプラグ、しゃへいプラグ、燃料の順で一歩一歩確認しながら進められた。

試験の最終段階では、計算機を用いて全自動運転を行い、一連の燃料交換動作が円滑に行えることを確認した。

1) 燃料交換試験

燃料の交換を行って確認したおもな内容を示す。

イ) 第1次試験で確認された性能は、試験条件にほとんど左右されない。

ロ) 被取扱物の圧力管への挿入、取出しは、いずれも円滑に行うことができ、これは圧力管と燃料交換装置の偏心量によって変化しない。

ハ) 原子炉側の温度変化にともなう燃料交換装置の温度の変化はほとんどなく、燃料交換装置は常に一定の温度で運転できる。

ニ) 燃料の圧力管への挿入、取出しは、原子炉側の温度、圧力条件により、ほとんど影響されない。表4に277℃72kg/cm²g運転試験結果を示す。

ホ) 燃料交換装置の設計仕様は、燃料の交換を行うために十分な余裕を持っており、また遠隔にて操作するに必要な検出内容も十分である。

ヘ) 誤動作、誤操作防止用のインターロックは正常に作動する。

2) 燃料取出装荷試験

燃料交換プールとの受渡し部分について試験し、各機器の正常な動作を確認した。

3) 解体検査

以上の各試験終了後、燃料交換装置を解体し、軸受、シール部、金属一金属摺動部、歯車、回転部などのかじり、摩耗、歪などの状態を検査したが、特に異常は認められなかった。

(3) 第3次試験

図8に示すように、シールプラグの最新の開発結果（ソフトシール方式→メタルシール方式）を反映して、また、第2次試験の結果を基に、燃料交換装置に必要な改造を施し、実機と同一運転条件にて燃料交換試験を行った。試験は、第1部と第2部に分けて行い、第1部試験では、メタルシールプラグ方式採用にともなう各改造項目の性能確認を、第2部試験では、改良された燃料集合体の交換機能確認を目的とした。

1) 第1部「各種機能試験」

試験結果は、前述の第2次試験と何ら変わらず、設計裕度も十分であり、今回の改造に対しても燃料交換装置は十分な性能を示した。さらに図9に示すように、交換装置—圧力管偏心10㎜、277℃—72kg／cm²gの運転においても、シールプラグ、しゃへいプラグの取扱いは、常温—常圧時と変わらず円滑に行えることを確認した。

2) 第2部「燃料交換実証試験」

改良燃料集合体に関するもっともきびしい条件（偏心10㎜、277℃—72kg/cm²g）での交換試験の結果を図10に示す。挿入時に、やや挿入力の変動を示すが挿入力の許容値内におさまっており、改良燃料集合体は、十分な燃料交換性能をもつことが確認された。

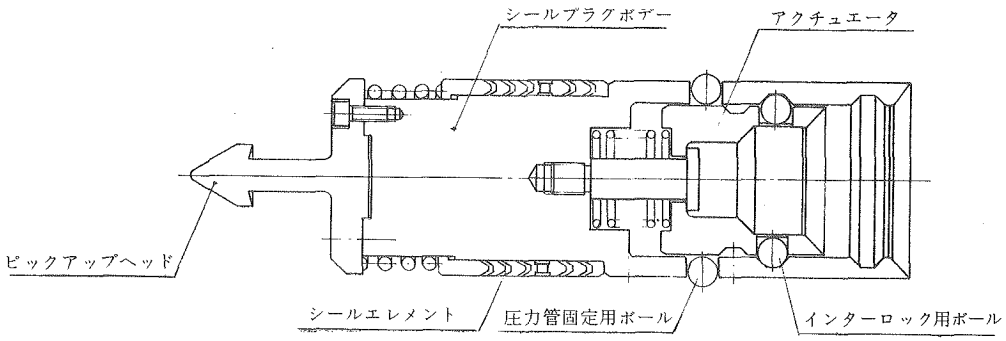
3．3　おもな開発結果

1) 試作燃料交換装置は、「ふげん」の原子炉運転状態（1次冷却材温度 277℃、圧力72kg／cm²g、流量40t／hr／）チャンネルにおいて、燃料交換が行えることを立証できた。

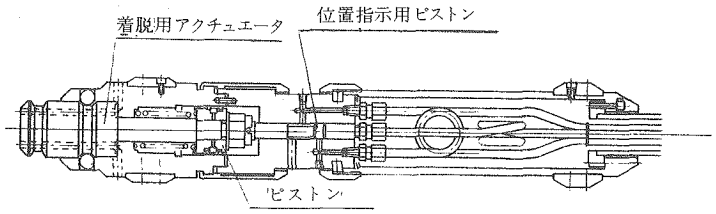
表4　277°C—72kg／cm²g 運転試験結果（実尺圧力管使用）

| 名称 | 項目 | | | 測定値 | 設計値 |
|---|---|---|---|---|---|
| スナウト | 真空度 | | | 50mmHg | 200mmHg |
| | 給水時間 | | | 90sec | |
| | 燃料体引抜後の温度 | | | 65℃ | 150℃ |
| | シール性 | | | 異常なし | |
| 圧力容器 | アキュムレータ動作 | | | 30分放置にて72kg／cm²g圧力降下なし | |
| | シール性 | | | 異常なし | |
| グラブ | 昇降駆動トルク | 燃料集合体取扱時 | 上昇 | 36～43kg—m | |
| | | | 下降 | 14～16kg—m | |
| | | しゃへいプラグ取扱時 | 上昇 | 24～30kg—m | |
| | | | 下降 | 7～10kg—m | |
| | | シールプラグ取扱時 | 挿入 | 27kg—m | |
| | | | 引抜 | −12kg—m | |
| | | グラブ単体 | 上昇 | 20～24kg—m | |
| | | | 下降 | 3～6kg—m | |
| | 昇降速度 | | 高速 | 3.05m／min | 3m／min |
| | | | 低速 | 0.61m／min | 0.6m／min |
| グラブピストン | 分離時流量 | | 分離 | 2.63ℓ／min | 水圧ポンプ 流量14ℓ／min 圧力16kg／cm²g |
| | | | 結合 | 7.13ℓ／min | |
| | 結合時流量 | | 分離 | 7.13ℓ／min | |
| | | | 結合 | 3.45ℓ／min | |
| | 分離時圧力 | | | 12kg／cm²g | |
| | 結合時圧力 | | | 14kg／cm²g | |
| 燃料交換装置加圧系 | 流入流量 | シールプラグ引抜時 | | max 2l／min | 流入流量2m³／hr 圧力差 3kg／cm²g |
| | | 燃料集合体引抜時 | | 0.9m³／hr | |
| | 圧力 | シールプラグ引抜時 | | max 78.5kg／cm²g | |
| 正味燃料交換時間 | 45分（使用済シールプラグ引抜→燃料交換→新シールプラグ挿入） | | | | |

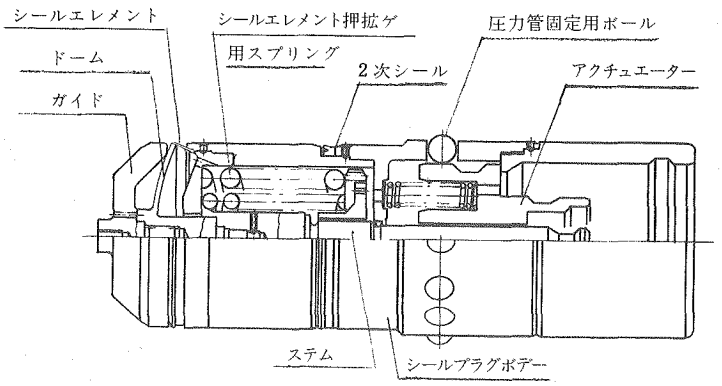
2）燃料交換中にAクラスの地震が発生し、原子炉圧力管と燃料交換装置との間に10mmの相対変位が生じても、取扱燃料集合体に損傷を与えることはない。



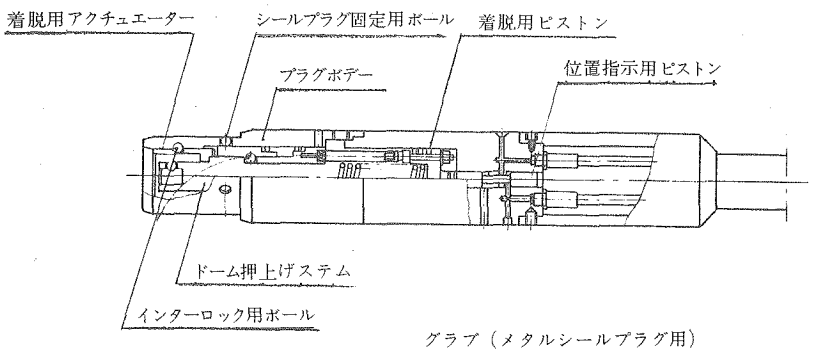

シールプラグ（ソフトシール型）




グラブ（ソフトシールプラグ用）




シールプラグ（メタルシール型）




グラブ（メタルシールプラグ用）

図8　ソフトシールプラグおよびメタルシールプラグとグラブ断面図

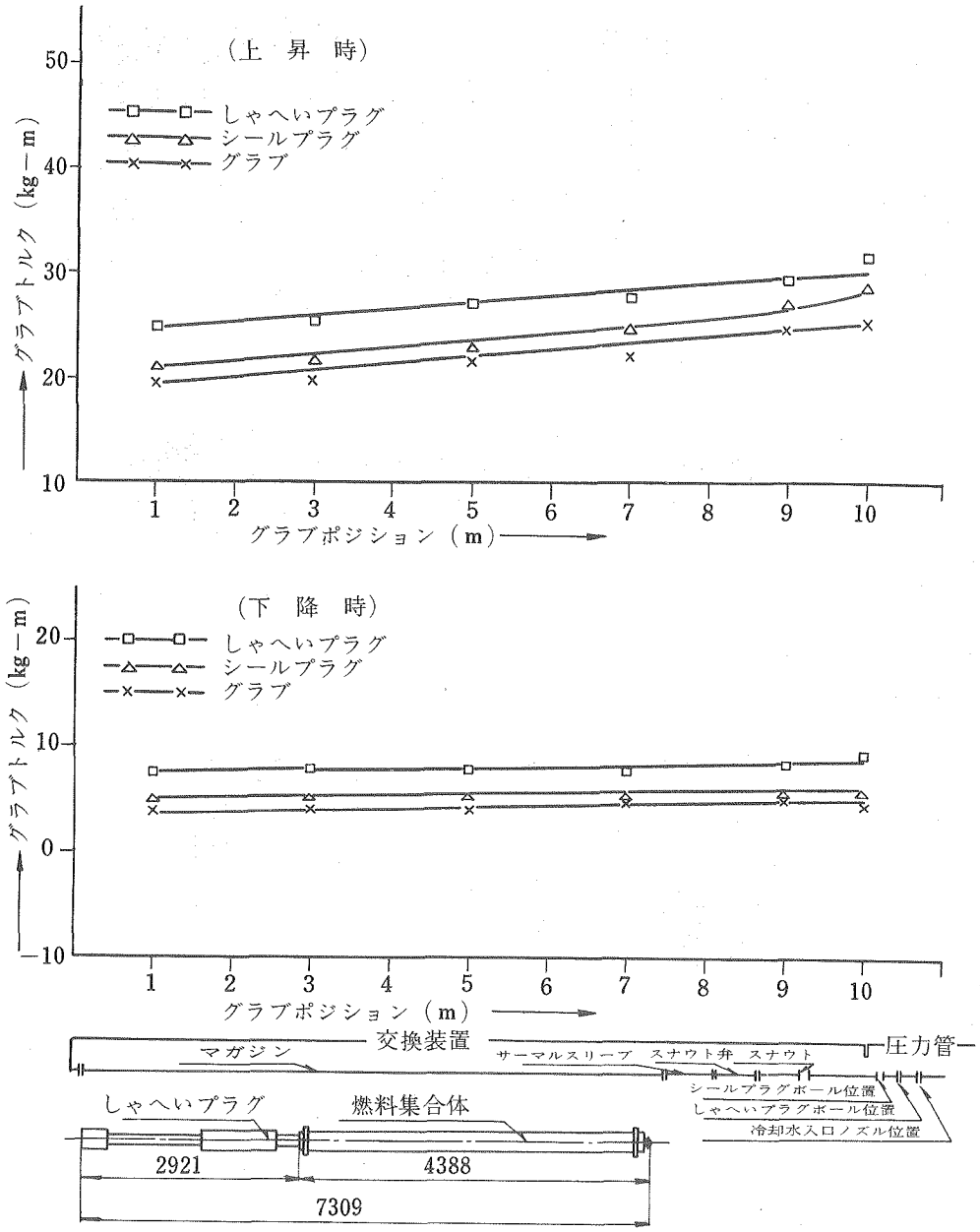



図9　277°C—72kg/cm²g時のグラブ昇降トルク（第Ⅰ部試験）

（模擬圧力管使用、偏心10mm）

3）試作燃料交換装置は、結合対象に対して±3mm以内に位置決めでき、10mmの偏心があったとしても円滑に結合、分離ができる。

## 4．あとがき

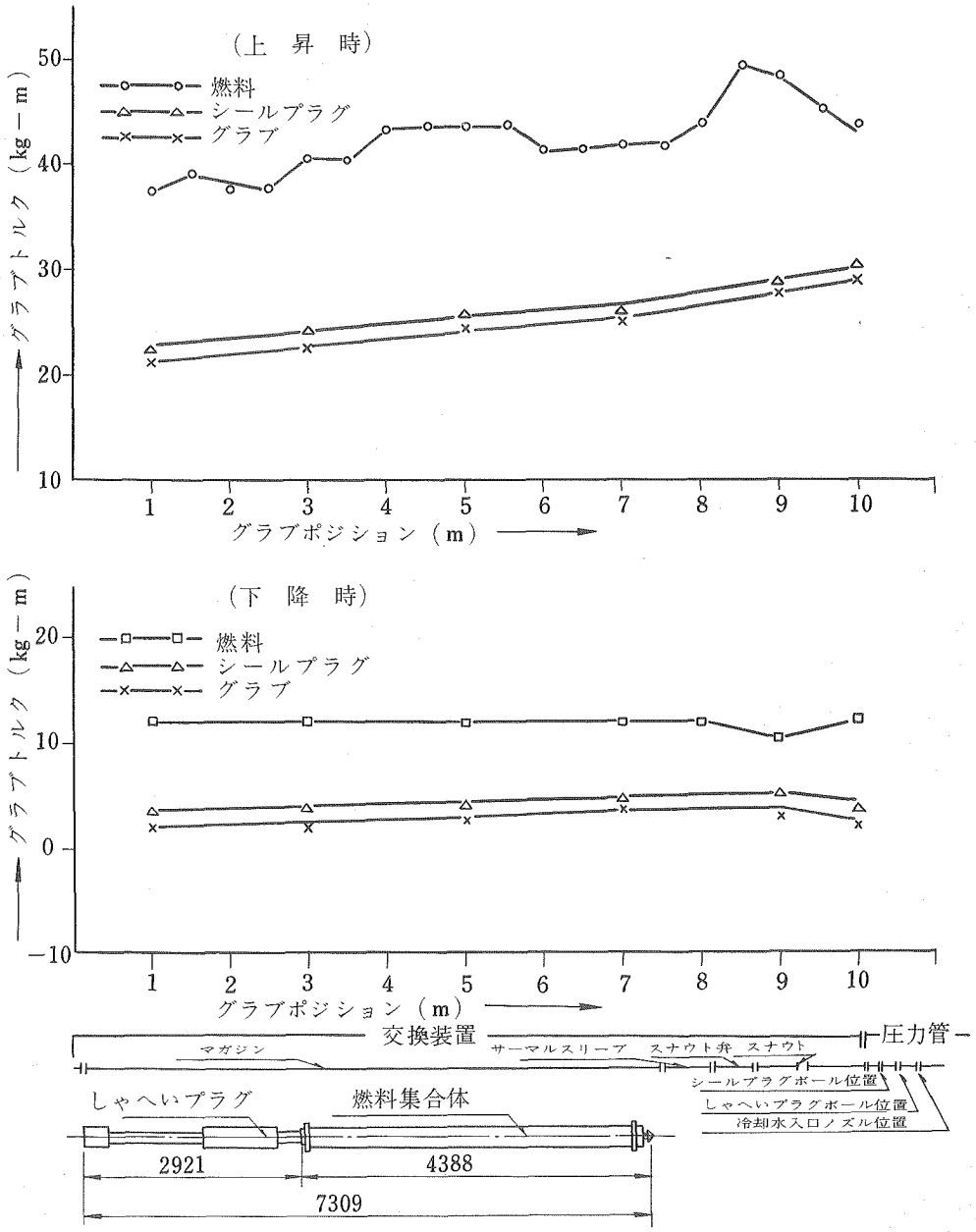



図10　277°C—72kg／cm g 時のグラブ昇降トルク（第2部試験）
（実尺圧力管使用、偏心10mm）

ここで開発された燃料交換装置は、わが国では経験のない形式のもので、数年にわたる開発努力の結果、所期の目的を達成することができたが、これは関係者一同の御協力のたまものと深く感謝の意を表する次第である。

# 50MW蒸気発生器1号機の試験について

田中健二*

## 1．まえがき

昭和49年7月から開始された50MW蒸気発生器1号機の運転、試験は50年3月をもって計画通り終了し、ひきつづいて行われた洗浄、撤去の完了により、高速増殖原型炉「もんじゅ」用蒸気発生器の研究開発はその第一段階を終えた。

本報告は、50MW蒸気発生器1号機の運転、試験および洗浄の概要について述べる。

## 2．経過

ナトリウム加熱蒸気発生器は原子炉で発生する熱を水、蒸気系に伝達する熱交換器として高速炉の経済性、信頼性を左右する最重要機器の一つで、世界各国競ってその開発をすすめている。蒸気発生器の開発には、伝熱流動設計、構造設計やナトリウム—水反応の防止と対策を確立し、さらには熱衝撃、振動に対する対策も十分に考慮する必要がある。また、蒸気発生器の運転条件に対する応答性を適確に評価し、高速炉プラント全体の制御系設計に反映しなければならない。

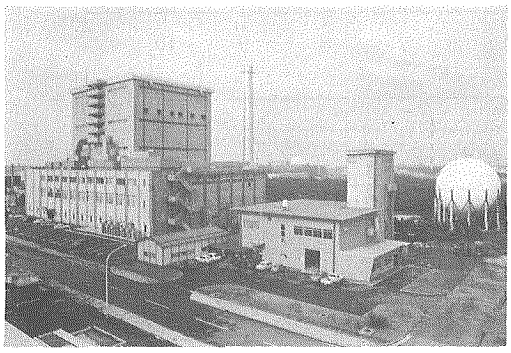


写真1　50MW蒸気発生器試験施設全景
右方はLPG球形タンク、中間は小型蒸気発生器試験施設

動燃事業団では、蒸気発生器の開発のために昭和44年から、ナトリウム中での材料試験、ナトリウム—水反応実験による安全評価、小型蒸気発生器による各種試験を実施してきた。これらの成果を基盤に「もんじゅ」用蒸気発生器につながる大型蒸気発生器を設計製作し、実際の運転を通じての評価を行うとともに、試験施設の構成を「もんじゅ」の冷却系の回路構成と同一にして、蒸気発生器そのものの実証とプラント制御技術の確立を一挙に開発、解決することを目的に、本50MW蒸気発生器試験施設の建設を計画し、昭和46年7月より計画を実施に移してきた。

50MW蒸気発生器の建設工事について試験施設は富士電機—川崎重工業に、また試験体の蒸気発生器は日立製作所にそれぞれ委託され、前者については3年、後者については2年4ヶ月の工期を経て、昭和49年6月、定格出力50MWでの72時間連続運転の達成をもって完成した。これは、同じ規模をもつフランスの試験施設の建設期間4年6ヶ月、オランダの4年3ヶ月や米国の10年以上と比較してきわめて短期間に完成したといえる。

引きつづいて7月から、事業団の手により大型蒸気発生器の静特性をはじめ動特性、流動不安定性、事故模擬試験など各種の試験が約500ケースにわたって実施され、50年3月に計画していた全試験を順調に終了した。この間蒸気発生器の試験は約3,400時間に達し、定検などによる計画停止期間を除いてはきわめて高い稼動率を

*動力炉・核燃料開発事業団　大洗工学センター　蒸気発生器開発部

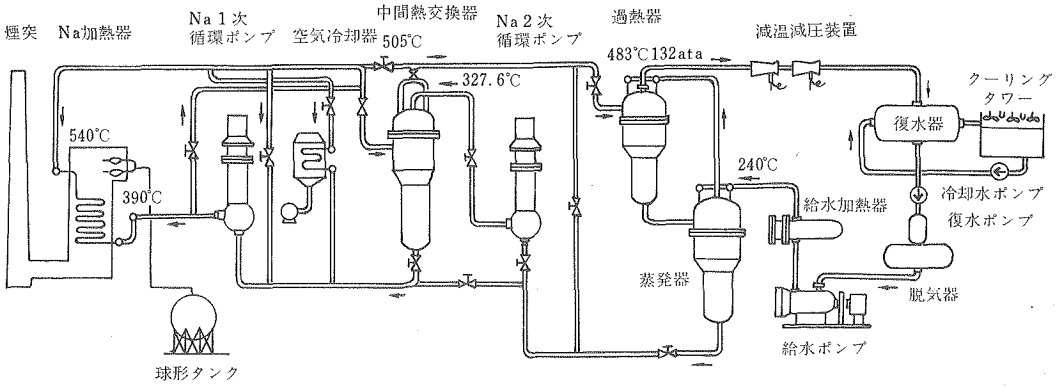



図1　50MW蒸気発生器試験施設系統図

示し、量、質ともに世界に類を見ない成果をあげた。

これらの試験を通じ、試験施設の運転操作技術の開発も大きく進展した。

試験施設の規模は、世界最大級のものであり、本試験装置の建設の完遂、試験の成功により、FBRプラント建設に明かるい見通しが得られたとともに、蒸気発生器および大型ナトリウム機器の設計製作技術の水準の高さを国内外に実証した。

## 3．試験施設の概要

### 3．1　主回路の構成

本試験施設の主回路は「もんじゅ」の冷却系を模擬するため、1次ナトリウム系、2次ナトリウム系、水・蒸気系の3回路からなり、中間熱交換器および蒸気発生器がおのおのの接触機器となっている。これら主回路の構成を図1に示した。1次ナトリウム系は主加熱器、中間熱交換器（シエル側）、1次循環ポンプで構成される。主加熱器は原子炉にかわってナトリウム系に熱を供給するものであるが、過渡試験時の原子炉との動特性の差異を相殺するため、3種類のバイパス回路が設置されている。これらは、ナトリウム温度降下試験用（スクラム模擬）のコールドバイパス、ナトリウム流量降下試験時（ポンプトリップ模擬）、主加熱器の過熱防止の流量を確保するためのクーラーバイパスおよびポンプ保護のためポンプ入口温度を調節するためのホットバイパスである。また、この他に中間熱交換器をバイパスして1次ナトリウム系の条件変化を直接蒸気発生器に与えるための中間熱交換器バイパスが1次ナトリウム系と2次ナトリウム系の間に構成されている。

2次ナトリウム系は、中間熱交換器（管内側）

表1　定格運転条件

| | 項目 | 単位 | 数値 |
|---|---|---|---|
| 一次ナトリウム系 | Na加熱器入口温度 | ℃ | 390 |
| | 〃　出口温度 | ℃ | 540 |
| | 〃　流量 | T/h | 946.5 |
| | 中間熱交換器入口温度 | ℃ | 540 |
| | 〃　出口温度 | ℃ | 390 |
| | 〃　流量 | T/h | 946.5 |
| 二次ナトリウム系 | 中間熱交換器入口温度 | ℃ | 327.6 |
| | 〃　出口温度 | ℃ | 505 |
| | 〃　流量 | T/h | 794.8 |
| | 蒸気発生器入口温度 | ℃ | 505 |
| | 〃　出口温度 | ℃ | 327.6 |
| | 〃　流量 | T/h | 794.8 |
| 水系 | 給水温度 | ℃ | 240 |
| | 給水流量 | T/h | 79.6 |
| | 蒸気発生器出口蒸気温度 | ℃ | 487 |
| | 蒸気発生器出口蒸気圧力 | ata | 132 |
| 冷却系 | 冷却塔入口温度 | ℃ | 41.8 |
| | 冷却塔出口温度 | ℃ | 32 |
| | 大気湿球温度 | ℃ | 26.5 |
| | 循環水流量 | m³/h | 4,500 |

表2　非定格運転条件

| 項目 | 単位 | 数値 |
|---|---|---|
| 負荷 | MW | 15 ～ 50 |
| 中間熱交換器ナトリウム温度 | ℃ | 1次側最高 560 |
| | ℃ | 2次側最高 540 |
| 蒸気発生器入口ナトリウム温度 | ℃ | 最高 560 |
| 蒸気発生器圧力 | atg | 130 ～ 173 |
| 蒸気発生器出口蒸気温度 | ℃ | 480 ～ 513 |
| 蒸気発生器給水温度 | ℃ | 200 ～ 270 |

表3　部分負荷運転条件

| | | |
|---|---|---|
| 定常運転 | 運転方式 | ナトリウム流量可変方式。<br>Na加熱器出口温度一定。<br>中間熱交換器2次ナトリウム出口温度一定。<br>給水温度可変。 |
| | 負荷範囲 | 30～100% |
| 負荷変化運転 | 条件 | ±5%／min, ±10%ステップ |
| | 負荷範囲 | 30～100% |

蒸気発生器（シエル側）および2次循環ポンプで構成されている。また、過渡試験時、蒸気発生器内のナトリウム流量を調節し、2次循環ポンプの入口ナトリウム温度を調節するための蒸気発生器バイパスが設けられている。なお、主配管の口径は、1次、2次とも12インチである。

水・蒸気系は、タービンにかわって減温減圧装置が設置されている他は、在来の火力発電プラントの構成とほぼ同じで、復水器、復水ポンプ復水脱塩装置、脱気器、給水ポンプ、給水加熱器などで構成される。

本試験施設の定格運転条件を表1に、非定格運転条件を表2に、また部分負荷運転条件を表3に示した。

### 3.2　蒸気発生器1号機

蒸気発生器は過熱器（SH）と蒸発器（EV）からなる分離型で、いずれもヘリカルコイル、ユニット型の原型をなすもので、型式、構造、伝熱管口径、形状を実機と同一条件にして、スケールアップについては伝熱管本数を増加させるだけでよいものである。過熱器、蒸発器の設計仕

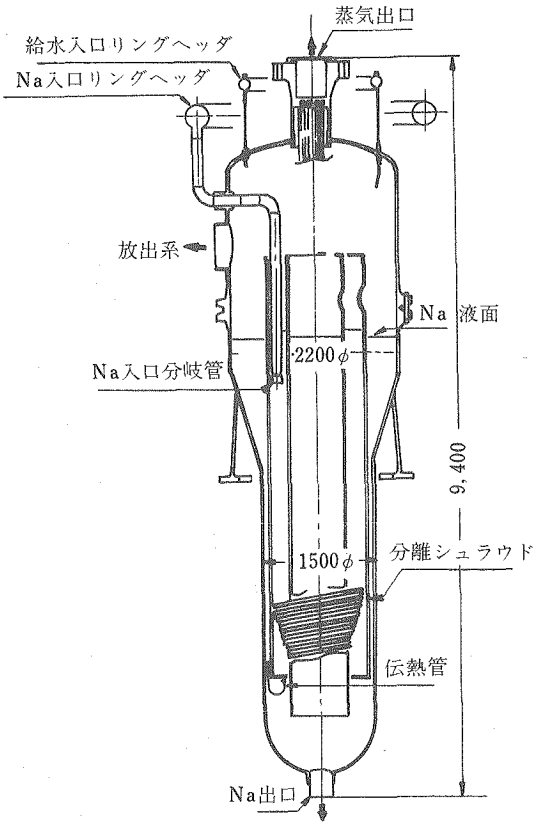



図2　蒸発器構造図

様を表4に、また蒸発器の構造図を図2に示した。給水は上部の給水リングヘッダで各伝熱管に分岐され、管ごとにシェルを貫通して本体に入る。この伝熱管は分離シュラウドと外胴の間を円周上ほぼ等間隔で垂直に降下し、下端でUターンした後ヘリカルコイルの伝熱面を形成し、その後立上って中央最上部の管板部に集合される。一方ナトリウムは本体上部のナトリウム入口リングヘッダから6本の分岐管にわかれてヘリカルコイル管群の伝熱部に導かれ、上部から下部へ流下する間に、管内の給水と熱交換が行われる。

過熱器も構造的には蒸発器とまったく同じである。

蒸気発生器はナトリウム自由液面を有し、給水・蒸気管入口貫通部、出口蒸気ヘッダ管板部、管束部引抜きのためのフランジ部の熱衝撃防止のため、上部をアルゴンガスでカバーしている。

表4　50MW蒸気発生器I号機設計仕様

| 項目 | | 単位 | 蒸発器 | 過熱器 |
|---|---|---|---|---|
| 機器仕様 | 定格運転出力 | MWt | 40.1 | 9.9 |
| | 基数 | — | 1 | 1 |
| | 構造 | — | ヘリカルコイル | ヘリカルコイル |
| | 管束流体 | — | 純水 | 蒸気 |
| | 胴側流体 | — | ナトリウム | ナトリウム |
| | 設計温度 | ℃ | 505 | 505 |
| | 設計圧力 | atg | 10 | 10 |
| | 伝熱面積 | m² | 186 | 100 |
| | 水／蒸気側圧力損失 | kg/cm² | 2.8 | 8.0 |
| | ナトリウム側圧力損失 | kg/cm² | −0.43 | −0.25 |
| | 内部シュラウド外径 | mm | 765 | 765 |
| | 内部シュラウド内径 | mm | 741 | 741 |
| | ヘリカルコイル最内径 | mm | 805 | 805 |
| | ヘリカルコイル最外径 | mm | 1205 | 1125 |
| | 全長(シュラウド側) | mm | 10800 | 9400 |
| | 胴 | — | SA387GrD | SUS304HP |
| | 伝熱管 | — | STBA24 | SUS304HTB |
| | 伝熱管本数 | — | 75 | 60 |
| | 伝熱管外径 | mm | 25.4 | 25.4 |
| | 伝熱管厚さ | mm | 3.2 | 3.2 |
| | コイル層数 | — | 6 | 5 |
| | 伝熱管全長(コイル部) | m | 27.0 | 18.2 |
| | 軸方向ピッチ | mm | 40 | 40 |
| | 半径方向ピッチ | mm | 40 | 40 |
| 計画要目 | 水／蒸気入口温度 | ℃ | 240 | 365 |
| | 水／蒸気出口温度 | ℃ | 367 | 487 |
| | 水／蒸気出口圧力 | atg | 143 | 132 |
| | 水／蒸気流量 | T/H | 79.6 | 79.6 |
| | ナトリウム入口温度 | ℃ | 469.6 | 505 |
| | ナトリウム出口温度 | ℃ | 327.6 | 469.6 |
| | ナトリウム流量 | T/H | 794.8 | 794.8 |

なお、ナトリウム液面の制御は、蒸発器はオーバーフロー方式で、過熱器はガス圧制御方式で　　行う設計になっている。

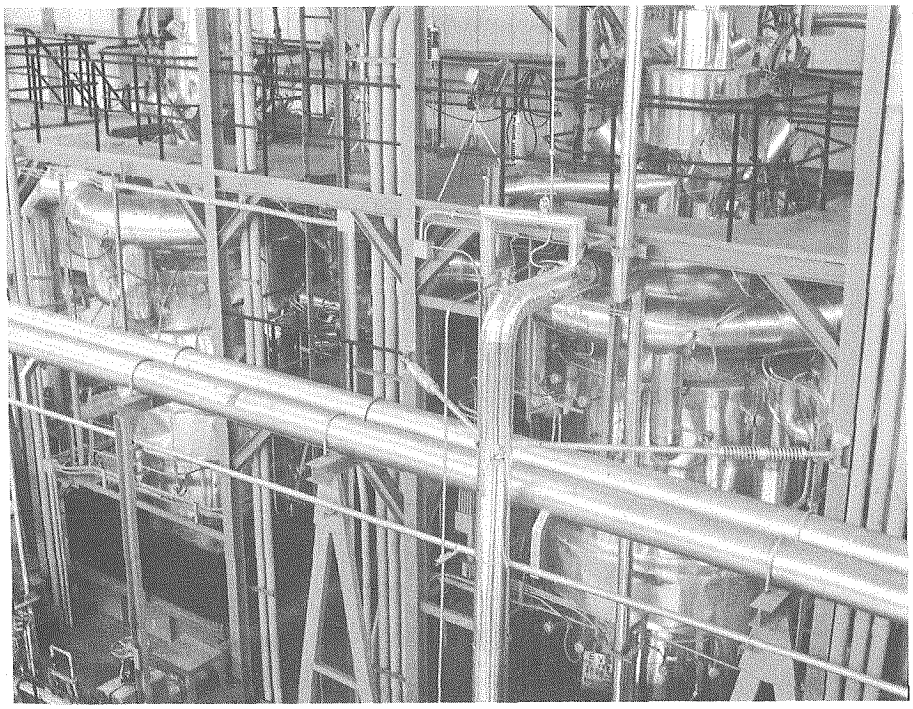


写真２　50MW蒸気発生器（右蒸発器、左過熱器）

## 4．運転

50MW蒸気発生器試験施設は、49年３月末の蒸気発生器据付完了に引き続いて、50MW定格出力72時間連続運転、その他の調整運転を経て同年６月28日事業団に引き渡され、以来本年３月末に至る約９ヵ月間種々の特性試験を行ってきた。

試験施設は約180日運転されており、試験はそのうちループ総合および蒸気発生器の特性試験合わせて約130日間実施している。運転期間中、ナトリウム―水反応、ナトリウム漏洩のような重大事故の経験はなく、施設の稼動率は高いものとなった。

この９ヵ月間の運転、試験では、蒸気発生器の試験結果に加え、大型ナトリウムループの運転制御上の経験についても多くの実績を蓄積することができた。これは施設そのものの熱輸送量およびナトリウムの取り扱い量が既設ナトリウムループに比較して格段に多く、また高速増殖炉プラント全系を模擬した構成をとっていることなどの理由から、種々の運転操作、制御上の問題点を究明することを一つの大きな課題としてその開発を行ってきたことによる。

運転経過の概要を図３に示した。

各系統の運転積算時間は、試運転期間も含め

写真３　中央制御室

施設運転操作の中枢をなす中央制御室

操作スイッチ、制御計器が取付けられた操作盤(左方)

指示記録計、警報表示器が組込まれた計器盤(右方)、

上方は系統の運転状態を示すグラフィックパネル。

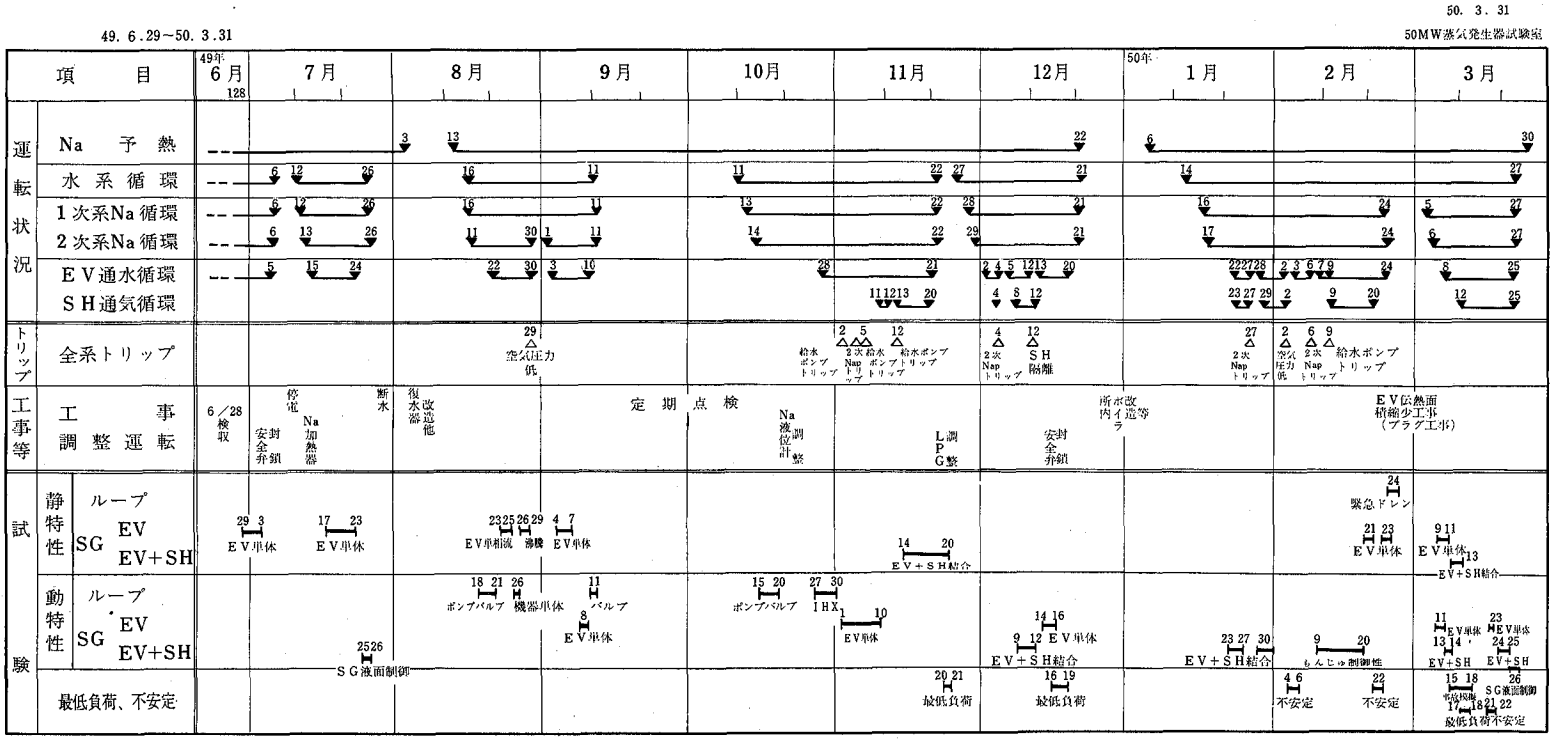



図3　50MW蒸気発生器試験施設運転実績

て、1次ナトリウム系が約6,300時間、2次ナトリウム系が約4,600時間となっている。蒸気発生器については、ナトリウム側が約4,200時間、水・蒸気側は蒸発器通水が約3,400時間、過熱器通気が約1,100時間である。過熱器の運転時間は、過熱器入口蒸気条件に制限があるためと、蒸発器内での水の相変化をともなう特性解明が重要な問題点であったことから、蒸発器の特性が十分把握できてから過熱器通気をしたため、蒸発器に比較して少ないものになっている。

起動停止操作は18回実施しており、そのうち緊急停止は11回である。緊急停止は系統のトリップ事故でいずれも各機器（ポンプ他）の保護系が作動したものであり、機器損傷に至ったケースはなくただちに再起動ができている。

運転制御上特に問題となったのは、蒸発器出口蒸気温度制御と蒸気発生器の液面制御の追従性からくる負荷変化率の制限である。前者については試験の一項目としてとりあげ、新たに制御系と組合せた試験を実施し、ほぼ見通しを得ている。また、後者については現在解析中である。

運転操作については1MW蒸気発生器試験施設の運転実績があるものの、施設の大型化、複雑化からかなりの困難さが予想された。しかし運転経験の蓄積と努力により、緊急時操作や過渡試験、事故模擬試験条件運転等を容易に実施するに至っており、そのレベルアップはめざましいものがある。

ナトリウム温度上昇用熱源であるLPG（液化石油ブタンガス）は約11,500トン消費した。この燃料運用に関しては、オイルショックによる燃料事情の悪化と、受け入れ、貯蔵能力の制限から、かなりの難局面に遭遇したが、関係筒所のご協力により予想以上の運用実績をあげることができた。

## 5．試験

50MW蒸気発生器1号機においては、おもに伝熱・流動・制御に関する性能データを得ることに主力がおかれた。今回実施した試験項目と内容を表5に示す。試験は、(1)静特性、(2)動特性　制御性、(3)事故模擬、(4)不安定現象・最低負荷、(5)その他に大別されるが、表からもあきらかなように試験項目はきわめて多岐にわたっており、採取されたデータは膨大なものである。

現在、「もんじゅ」設計に有効に反映すべく詳細検討を進めているが、試験を通じて得られた結果を以下にトピックス的にまとめる。

(I)　静特性試験結果

わが国の蒸気発生器は、ヘリカルコイル型を採用するとの方針のもとにまず1MW蒸気発生器で単体伝熱管についての詳細な伝熱、流動特性試験が実施された。50MW蒸気発生器ではその結果を確認すると同時に大型化した場合の問題点、特に空間特性を把握し、「もんじゅ」用蒸気発生器への橋渡しをすることがその主要な目的である。

蒸発器単体に関する設計値評価試験結果の一例を図4に示す。各種入口条件を設計値に合わせ蒸発器出口蒸気およびナトリウム温度を求めたものであるが蒸発器出口蒸気温度についてみると汚れを考慮した設計値に比べ運転時間が短いこともあって30～40℃高い。図5は、蒸発器と過熱器結合運転時における操作範囲確認試験の結果である。蒸発器出口蒸気温度を360～450℃に保つためのナトリウム流量、操作範囲はきわめてせまく蒸発器出口蒸気温度を制御する

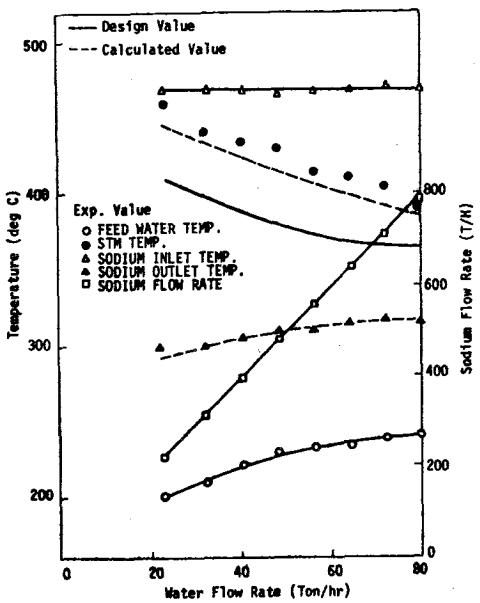



図4　静特性試験結果（EV単体）

表5　試験項目および内容

| 試験分類 | 試験項目 | 試験目的内容 |
|---|---|---|
| (I) 静特性試験 | (1) EV単体試験 | ○水単相，二相流および通常運転時の伝熱流動性能を求める。 |
| | (2) EV+SH給合試験 | ○設計値の評価を行い感度および安定運転操作範囲を求める。 |
| | (3) 再現性試験 | ○水側およびNa側の汚れによる経時変化を求める。 |
| | (4) プラグSG特性試験 | ○特定な層の伝熱管をプラグした時の空間分布状態を知る。 |
| (II) 動特性・制御性試験 | (1) Na液面制御性試験 | ○Na流量変動時におけるNa液位の状態を知り設計データを得る。 |
| | (2) 機器単体試験 | ○プラント構成機器の特性を求め系全体の制御性を求めるための基礎データを得る。 |
| | (3) EV単体，EV+SH結合開ループ特性試験 | ○冷却系の制御性を支配するSGの特性を求める。 |
| | (4) EV単体，EV+SH結合プラント制御性試験。 | ○プラント全体についての制御性データを得る |
| | (5) 「もんじゅ」制御方式確認試験 | ○各社から提案されている「もんじゅ」制御方式を確認し最適制御方式を求める。 |
| | (6) 周波数応答試験 | ○水系あるいはNa系の位相遅れを直接求めSGの応答性を知る。 |
| | (7) プラグSG動特性試験 | ○プラグすることによる系の安定性に対する影響を知る。 |
| (III) 事故模擬試験 | (1) コールドショック ホットショック試験 | ○原子炉スクラム時を模擬し大きな温度変化を与えた時の応答性を知る |
| | (2) 外部電源喪失事故模擬試験 | ○電源喪失時におけるSGの挙動を把握する。 |
| | (3) ガス系破断事故模擬試験 | ○ガス系が破断したり故障した時のNa液面挙動を把握する。 |
| | (4) 緊急ドレン | ○緊急ドレン時の問題点を摘出する。 |
| | (5) 2次Na系自然循環運転試験 | ○崩壊熱除去運転時に2次系Naにどの程度の自然循環が成立するか知る |
| | (6) 事故時データ | ○通常運転時に発生した事故のデータをまとめる。 |
| (IV) 不安定現象・最低負荷試験 | (1) 「もんじゅ」条件部分負荷安定試験 | ○「もんじゅ」SG部分負荷条件の安定余裕を見極め不安定発生時の問題点を明らかにする。 |
| | (2) 「もんじゅ」条件起動時安定性試験 | ○「もんじゅ」起動条件について問題点を明らかにする。 |
| | (3) パラメータ効果試験 | ○広範囲なパラメータについてのデータを得て解析コードの整備をはかる。 |
| | (4) 最低負荷試験 | ○通常運転の蒸気条件においてどこまで負荷を下げることができるか確認する。 |
| | (5) プラグSG安定性試験 | ○ある層について局所的に多数の伝熱管をプラグした時の安定性に対して与える影響を確かめる。 |
| | (6) EV+SH結合時安定性試験 | ○EVとSHを結合した場合の安定性を確認する。 |
| (V) その他 | (1) 水素検出計試験 | ○Na中の$H_2$のback groundを求め，水リーク検出計の実機における性能を確認する。 |
| | (2) コールドトラップ性能試験 | ○大型コールドトラップの性能を求める。 |
| | (3) Naチャージ試験 | ○大型ループへのNaチャージ時の問題点を明らかにする |
| | (4) EV通水試験 | ○EV通水時の問題点を明らかにする。 |
| | (5) SH通気試験 | ○SH通気運転方式を確立する |

さいに十分留意する必要がある。図6に定格時における蒸発器内空間分布測定結果の一例を示す。同時に空間分布解析コード“POPAI”による解析結果も示してあるが試験結果と比較し

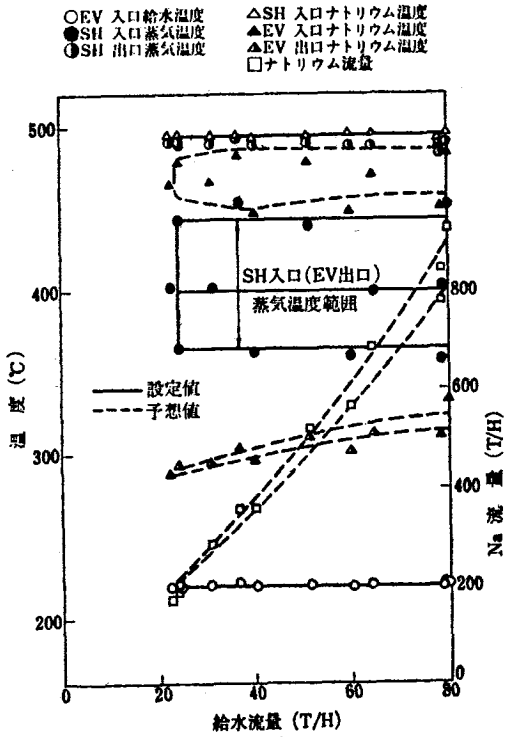



図5　静特性試験結果（操作範囲の例）

てみるとよく一致していることが示されている。ただし、蒸発器上流部においては計算にのらないナトリウム導入の影響が残り、流下するに従って十分にミキシングが行われてくるものと推定されている。

要約すると静特性試験結果から次のことがあきらかにされた。

(1)　多層、多数管を有するヘリカルコイル型蒸気発生器の空間伝熱・流動特性を把握するに十分なデータが得られた。

(2)　設計値に比べると、汚れに対する考慮も含めて約15～20%の伝熱面積の余裕があった。

(3)　蒸発器出口蒸気温度に対する給水流量、ナトリウム流量、過熱器入口ナトリウム温度の感度が大きい。そのため蒸発器出口蒸気温度を設計条件におさめるための制御方式の検討は重要である。

(4)　ダウンカマ部の収熱は、予想の2～3倍に達した。同領域の自然循環効果が大きいと思われる。

(5)　水・蒸気側の圧力損失特性は粗さ係数を蒸発器で$\varepsilon=0.02\sim0.03$、過熱器で$\varepsilon=0.01\sim0.015$を推定することにより評価できた。

(6)　ナトリウム側の圧力損失は、設計値の約3倍であった。

(7)　空間分布解析コード“POPAI”の有効性が確証された。

(II)　動特性・制御性試験結果

ＦＢＲプラントの制御性は、蒸気発生器単体の特性に支配される所が大きい。本蒸気発生器は、実規模の約1/6の大きさを有し、得られた結果は実機へ直接に適用することが可能である。動特性試験は、おもにステップ応答法によったが同時に周波数応答法によるデータを得て測定方法の検討も行った。外乱としては、ナトリウムおよび給水流量、入口ナトリウム温度、圧力など多くのものを採用した。本施設は、蒸気発生器に関する多種性能を得ると同時にＦＢＲプラントの冷却系を可能な限り模擬し運転方法、制御方法の検討も実施できるよう工夫されている。各社から「もんじゅ」の制御に関して各種の方式が提案されているが、それらに関する問題点を摘出することも主要な試験項目とされた。表6に今回実施した制御系の構成を示す。図7に70%負荷時における入口ナトリウム温度変化に関する応答例を示す。図8は、蒸発器出口ナトリウム温度の周波数特性である。図9は、試験結果の一例で制御系IIIとVに関して40%から90%に17分間で負荷変更させた時の蒸発器出口蒸気温度の応答を示したものである。

これらの試験から次の結果が得られた。

(1)　蒸発器単体の整定時間は、2～4分であったが蒸発器＋過熱器結合時には、20～40分であった。

(2)　この応答性は負荷によって異なり、100%負荷時には40分の整定時間を要した。これは、制御系を構成する上で重要な問題である。

(3)　本施設で可能な30～100%の全負荷領域での負荷変化率は約3%／minであり、これは、ナトリウムレベル変化により制限される。

(4)　各種の制御方式をループに組込み、その

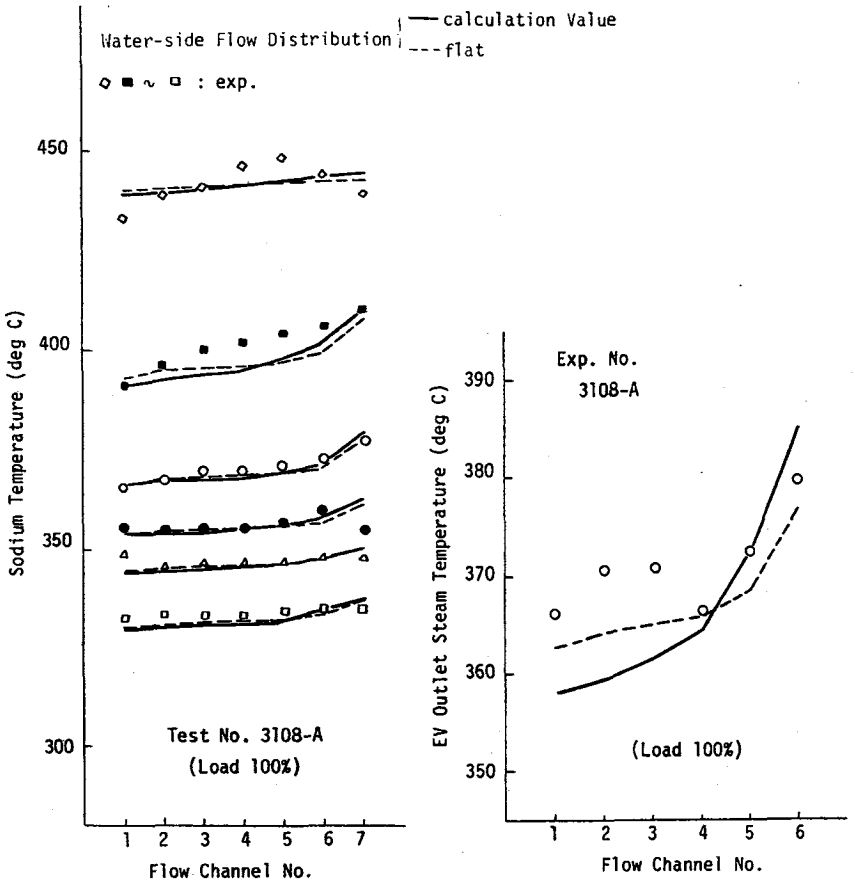



図6　ＥＶ空間分布特性

結果を比較して、有効な制御方式を予想するためのデータが得られた。

(5) 制御系IIIおよびVにより安定に負荷変更できることが示された。

(6) 蒸発器出口蒸気温度制御に関しては、フィードバック・ゲインの安定限界からみると給水流量操作方式が、負荷追従性からみると2次系ナトリウム流量操作方式が良好であることが示された。

(7) 解析コード評価のための各種データが得られた。

(III) 事故模擬試験

蒸気発生器の安定性検討を行うことは今後の重要課題の一つであるが、従来においては、そのために使用できるデータはほとんど得られていなかった。そこで本施設において実機で考えられる各種の事故を模擬した試験を実施し事故解析用の数多くのデータを得た。通常運転中にも各種の原因により施設のシャットダウンが生じているが、それらのデータも合わせて評価することにより安全性解析の前進が期待される。図10は、蒸発器、過熱器結合運転90%負荷時コールドショック試験結果の一例である。図11は、外部電源喪失事故模擬試験結果の一例である。さらに、2次系ナトリウム自然循環運転時の各種特性を得る試験を実施している。

これらの試験から次の結果が得られた。

(1) 蒸気発生器に対して80℃/minに達するコールドショック試験を実施し、原子炉スクラム事故評価のためのデータが得られた。

(2) 40%負荷条件時に2次ナトリウム循環ポンプをトリップさせた試験により、2次ナ

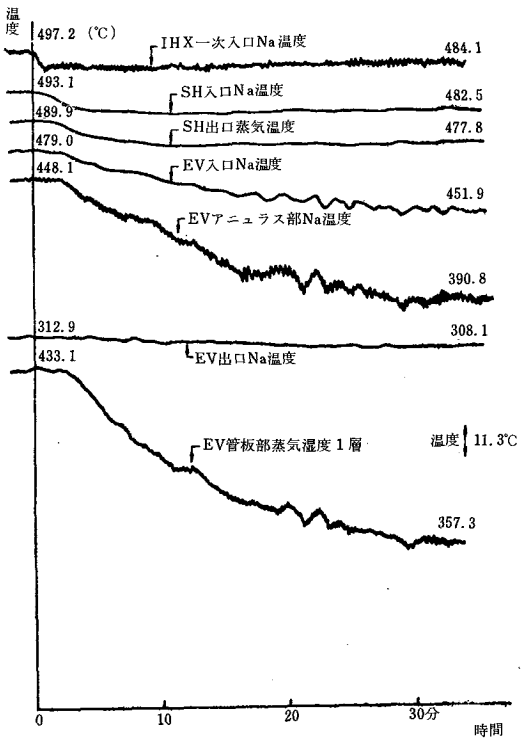



図7　入口Na温度変化（70%負荷）

表6　各制御系の制御量と操作量の組合せ

| 制御量 / 制御系構成 | 発電機出力相当 | 主蒸気圧力 | 主蒸気温度 | EV出口蒸気温度 | 給水ポンプ操作方式 |
|---|---|---|---|---|---|
| 制御系I | 各操作量（負荷指令） | タービンガバナ模擬弁給水流量 | 2次Na流量 | 給水流量（弁） | 給水調節弁差圧制御 |
| 制御系II | 各操作量（マスタ指令F） | タービンガバナ模擬弁 | 同上 | 同上 | 同上 |
| 制御系III | 同上 | 同上 | —— | 同上 | 同上 |
| 制御系IV | 同上 | 同上 | 給水流量 | 同上 | 同上 |
| 制御系V | 各操作量（マスタ指令P） | タービンガバナ模擬弁（マスタ指令P） | Na加熱器出口Na温度 | 2次Na流量 | プログラム制御 |

トリウム系の自然循環運転の成立することを確認し、崩壊熱除去運転検討のデータを得ることができた。

(3) 本蒸気発生器においては、カバーガスの封じ込み液面制御方式は通常時と大差がなかった。

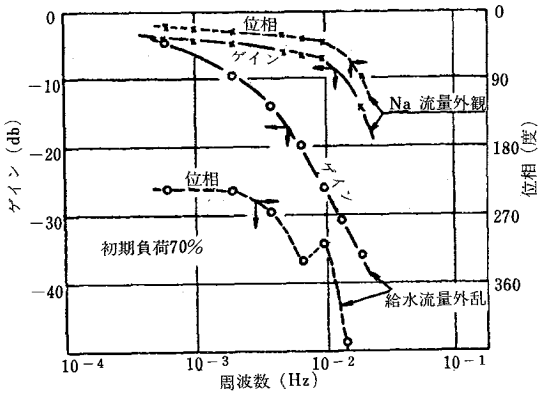



図8　蒸発器出口Na温度の周波数特性

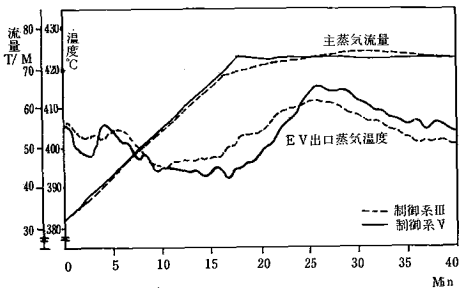



図9　負荷変更（40→90%/17min）

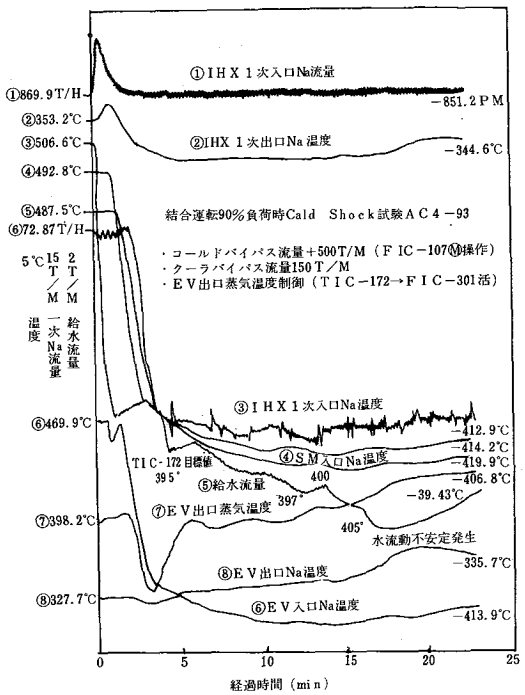



図10　コールドショック試験結果；AC4−93

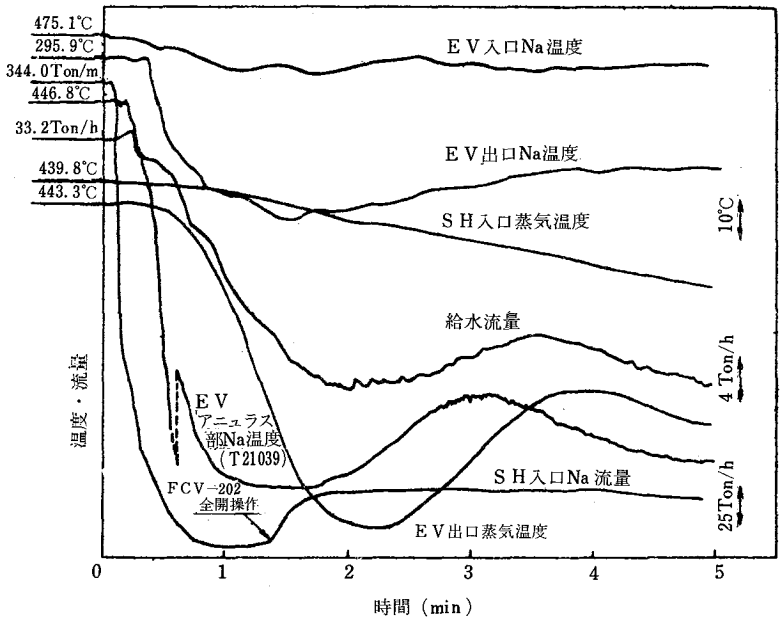



図11　外部電源喪失事故模擬試験結果の一例

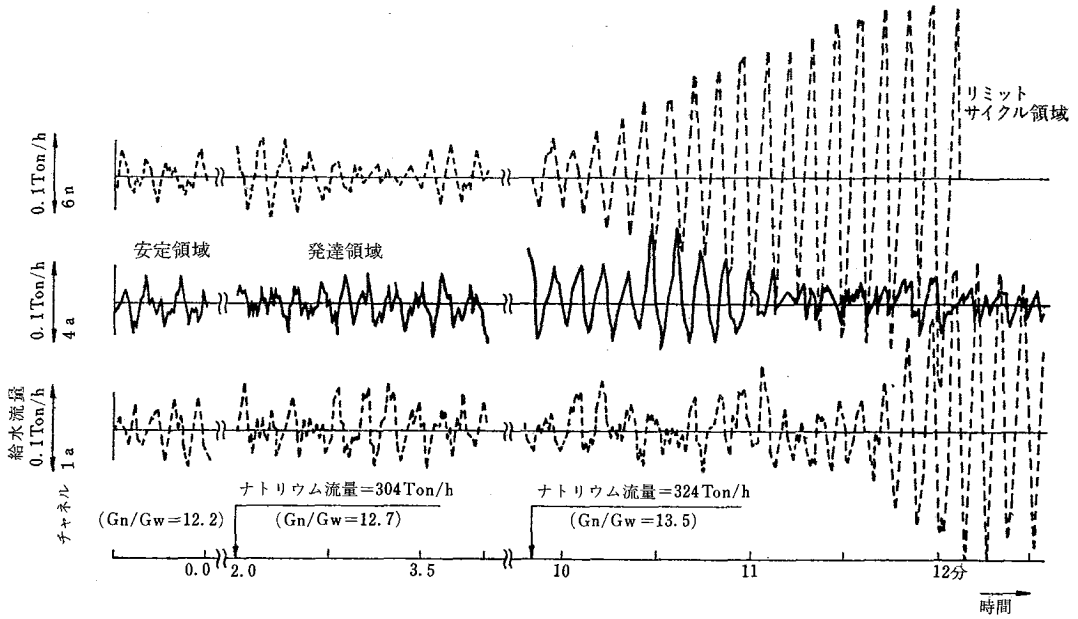



図12　不安定現象発生状況の1例（EXP.No.813-R）（Gn／Gw＝ナトリウム／給水流量比）

(4)　2次ナトリウム系流量コーストダウンカーブが得られたが、それはほぼ1次遅れと見なすことができ、その時の定数は約5.5秒であった。

(Ⅳ) 安定性・最低負荷試験結果

1MW蒸気発生器にひき続いて実機規模の蒸気発生器において各種の安定性試験が実施された。その内容は、①もんじゅ条件部分負荷安定性試験、②もんじゅ条件起動時安定性試験、③パラメータ効果試験、④最低負荷試験の4項目でありさらにプラグした場合の安定性におよぼす影響についても確かめられた。不安定現象発

表7　SG主要目と洗浄結果

| | SH（4/15～16） | EV（4/23～25） |
|---|---|---|
| 運転時間 | 1,100hr（4,200hr）(1) | 3,400hr（4,200hr）(1) |
| 材質（伝熱管） | SUS—304 | 2¼Cr－1Mo |
| 概略寸法 | 2,000/1,500φ×9,400H | 2,200/1,500φ×10,800H |
| 重量 | 29トン | 40トン |
| 内表面積 | 400m² | 500m²（内SUS—304　100m²） |
| 洗浄時間 | 9時間 | 26時間 |
| 洗浄初期の蒸気／アルゴン流量 | 9～15kg/H／20m³/H | 2～3kg/H／20m³/H |
| 潮解液ドレン量 | 300ℓ | 1,020ℓ |
| アルゴン消費量 | 530 Nm³ | 895 Nm³ |
| ドレン液の最終pH | 12.8 | 12.8 |
| 推定Na付着量 | 6kg | 10kg |
| 潮解液沈澱物（主成分鉄） | 約440g | 約500g |

注(1)（）内Na浸漬時間　(2) 洗浄後に炭酸ガスボンベ3本ずつそれぞれ注入した。

生の一例を図12に示す。

これらの試験から次の結果が得られた。

(1) 安定な運転の可能な最低負荷は、定格の約18%であった。

## 6．洗浄

使命を果たした蒸気発生器1号機（蒸発器、過熱器）は、6月より開始された2号機据付工事に先だって、洗浄、解体、撤去されることになった。

大型ナトリウム機器の洗浄は、補修、運用の観点からいっても重要な問題と考えられ、安全性、信頼性を基盤とした洗浄法確立が必要である。

そこで、これまで内外各方面で行われた洗浄法について検討し、蒸気発生器の洗浄法としてもっとも適した方法を見出そうとして努力がはらわれた。その結果、蒸発器と過熱器は別個に洗浄することとし、各本体を架台据付状態でループより隔離し、本体シェルを洗浄槽として、アルゴンガスと水蒸気の混合気により洗浄するのがもっとも安全でしかも確実と考えられ、この方法を採用することとなった。

ナトリウム洗浄に先だって、機器のナトリウム付着量をできるだけ少なくするため、310℃での高温ナトリウムドレンが実施され、その後、300℃の予熱状態にて約47時間放置した。また、ナトリウム配管などの切断のさいには、可能な限り内部観察を行い、良好にドレンされていることを確認した。

蒸気発生器本体以外の設備はすべて2号機に流用されることになっているので、配管切断のさい、異物や空気の混入防止には十分な注意をはらった。

洗浄は、過熱器、蒸発器の順に実施し洗浄中の槽内水素濃度を2%以下に抑えるようにアルゴンガスおよび蒸気流量が制御された。しかし過熱器洗浄初期に蒸気流量が多すぎたためか、水素計フルレンジの5%を超えたこともあった。洗浄終了後は、槽内に炭酸ガスを注入して残留物の安定化をはかった。

結果は、非常に良好で安全にしかも綺麗に洗浄することができた。

これらの洗浄結果を表7に示した。

このようにして洗浄の終了した蒸気発生器は、内部構造物（伝熱管束）の引き抜き作業が行われシェルも据付位置から撤去された。

この蒸気発生器1号機は、引き続き解体検査および材料試験が行われている。これらにより洗浄による再使用上の問題や、材料腐食の問題

もあきらかにされるものと考えられる。

## 7．あとがき

本報告で述べたように、50MW蒸気発生器1号機の試験は当初計画どおり進捗し、十分なデータを得ることができた。これは、開発担当者の熱意と努力の結晶であると同時に、ご指導、ご支援くださった関係各位の賜物であり、深く感謝する次第である。

また、開発の第二段階である50MW蒸気発生器2号機の据付が進められており、本年11月から再び運転、試験が開始される予定である。

今後の研究開発にあたっても、各位のご指導ご協力を切にお願いしたい。

## 8．学会等発表リスト


日本原子力学会昭和49年秋の分科会：50MWSG試験施設Na機器の建設運転経験

同上：50MW蒸気発生器（大型蒸気発生器の運転経験）

同上：50MW蒸気発生器（空間特性解析コード　計算と実例その1）

同上：50MW蒸気発生器の概要

日本原子力学会昭和50年年会予稿集：50MW蒸気発生器試験施設の運転経験

同上：50MW蒸気発生器試験施設および試験の概要

同上：50MW蒸気発生器における静特性試験結果（第1報　水単相流および沸騰試験）

同上：50MW蒸気発生器における静特性試験結果（第II報　蒸発器単体試験、蒸発器、過熱器結合試験）

同上：50MW蒸気発生器における動特性試験　（第I報　Na液面制御性試験）

同上：50MW蒸気発生器における動特性試験　（第II報　蒸発器単体開ループ性試験）

同上：50MW蒸気発生器における動特性試験（第III報　蒸発器単体ループ制御性試験）

日本原子力学会昭和50年度秋の分科会：50MW蒸気発生器における動特性試験結果（第VII報　周波数応答法による動特性試験）

同上：50MW蒸気発生器における動特性試験結果（第VIII報　外部電源喪失事故模擬試験）

同上：動燃Na加熱50MWSGにおける静特性試験結果（第V報　プラント制御試験）

同上：50MW蒸気発生器における動特性試験結果（第VI報　コールドショック試験）

同上：50MW蒸気発生器における動特性試験結果（第VI報　蒸発器・過熱器結合開ループ特性試験）

同上：動燃ナトリウム加熱1MW蒸気発生器の運転後材料試験結果

同上：50MW蒸気発生器における静特性試験結果　—第III報　再現性試験、伝熱管プラグ試験—

同上：50MW蒸気発生器における静特性試験結果（第IV報　2次系自然循環静特性試験結果

同上：動燃Na加熱蒸気発生器における不安定流動現象（第3報　相関法による不安定現象の検出）

同上：50MW蒸気発生器の解体洗浄について

第11回日本伝熱シンポジウム講演論文集（174－5）：動燃Na加熱蒸気発生器における不安定現象

第12回日本伝熱シンポジウム講演論文集（175－5）：50MW蒸気発生器の空間特性

同上：動燃Na加熱蒸気発生器における不安定現象（第2報　改造1MWSG試験結果）

# ＦＢＲ用炉内中性子検出器の開発

白山新平*

## 1．まえがき

原子炉炉心内に空間分布する中性子束を測定することは原子炉の出力分布を測定することであり、測定結果による原子炉の制御はもとより原子炉炉心内の細かい部分における運転状態を監視するため、より望ましい計装方式といえる。また原子炉の制御は、その早い反応速度のために通常の加熱炉のごとく温度測定よりは異状時の反応速度追尾のためにも中性子検出器が好ましい。したがって通常原子炉の炉内、炉外を問わず核燃料や炉心構造物の安全を確保するための原子炉の監視には、核分裂反応数に直接比例する中性子の測定が用いられている。小型の原子炉では炉外の中性子束測定により正確に炉内の状態を把握できるが、発電用大型原子炉になり燃料領域も広くなってくると炉心内での中性子束測定がより正確な測定法として実現を望まれるようになる。ナトリウム冷却の高速炉も炉心内計装がそのより正確な運転のために要望されてきているが、炉内条件が他の原子炉と比較して苛酷なため、世界的にも炉心内中性子計測の例がなく、実現は難しいとされている。したがって現在の世界の高速炉は充分な安全率をもって炉外による監視と制御がなされている。

しかし現在われわれが開発を進めている炉内中性子検出器が完成すれば、燃料の燃焼度管理において燃料設計の限界を越えない範囲でのより正確な管理と中性子束分布のより正確な測定による経済的な運転制御に重要な役割を持つことが可能となるが、現状の炉内条件は予想以上に苛酷なものである。

具体的な高速炉の条件として例えば現在大洗に建設が進められている実験炉「常陽」のMARK－II炉心内条件は、定格出力時において最高温度650℃に加えて高速中性子束（0.1MeV以上）$2.7\times10^{15}$nv、ガンマ線量$1\times10^{9}$ R／hr程度の高い放射線量が予想されている。

これらの苛酷な条件下で動作可能な検出器を開発することと、さらに開発した検出器の信頼性を確認するための実証試験とその評価検討が必要となり、現在まで種々の試作とその性能試験が実施されてきた。

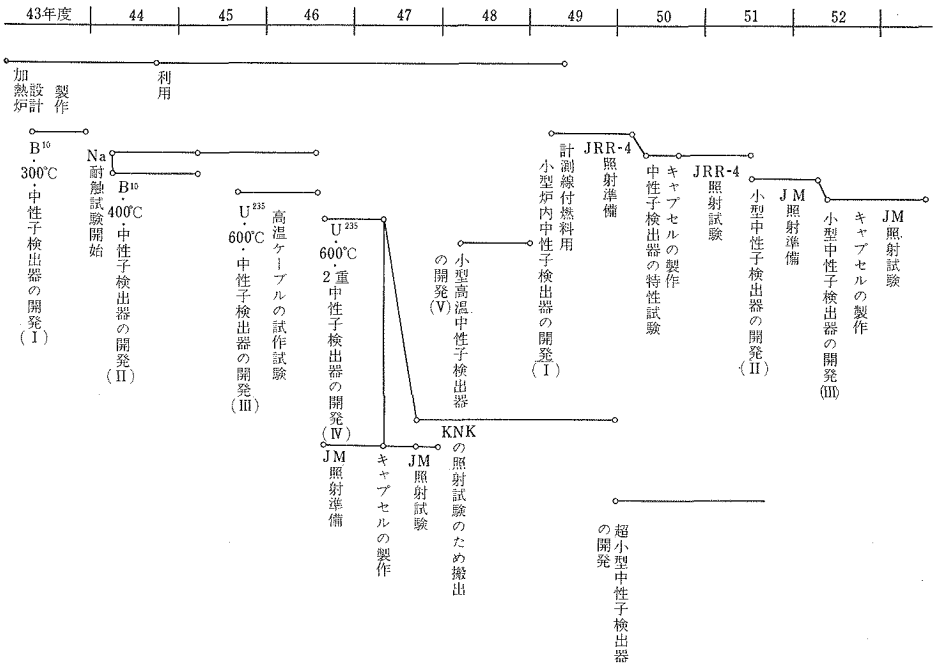
## 2．現在にいたる開発の歴史と現状

われわれは38年度より開発を進めてきた沸騰水型原子炉用炉内中性子検出器の技術と経験を基にして昭和43年より液体金属高速増殖炉（ＬＭＦＢＲ）の炉内中性子検出装置の開発を進めてきた。Table 1にその開発の歴史を示すごとく43年度には300℃ボロン型の開発試作[1]、を含めてFBR用検出器の基礎調査、44年度はベリリアの採用による400℃用中性子検出器の開発[2]、45年度、46年度は中性子変換物質を$U^{235}$とする600℃用の検出器を試作し、TTR－1における加熱照射試験を含めて好結果を得ている[3][4]。この間に検出器とナトリウムの共存性についての試験を終了し、47年にはナトリウム中550℃の条件で$10^{21}$nvtの照射試験をJMTRにて実施し、高温度ナトリウム金属液体中での中性子束計測が長期にわたって可能であることを実証した[5]。

さらに48年度以降は「常陽」炉心内における中性子束測定用の検出器として具体的に検討を進め、それまでの10mmφ検出器を小型化した6.3

＊東芝総合研究所エネルギー機器研究所

Teble Ⅰ　炉心内中性子検出器の開発




mm φの検出器開発に力を注いできた[6)7)]。

そして現在は開発した6.3mmφ検出器の長期照射特性を試験するためにJRR－4における照射試験準備として照射キャプセルの製作と一部検出器の改造を実施している。以下に現在までのおもな試作試験の状況と結果について述べる。

（注）

1)　「ＦＢＲ用インコアモニタ研究」――――― 1969年３月
2)　「炉内中性子検出器の試作開発研究（Ⅱ）」
　ＳＪ201　70－07　1970年８月
3)　「炉内中性子検出器の開発研究（Ⅲ）」
　ＳＪ201　71－23　1971年10月
4)　「炉内中性子検出器の試作開発研究（Ⅳ）」
　ＳＪ201　72－21　1972年７月
5)　「ＦＢＲ用インコアモニタの照射特性」
　ＳＪ301　73－01（別添資料(1)）　1973年２月
6)　「炉内中性子検出器の試作試験（Ⅴ）」
　ＳＪ201　74－11　1974年３月
7)　「小型炉内中性子検出器の開発（Ⅰ）」
　ＳＪ201　75－21　1975年５月

## 3．10mm φ検出器の開発

### 3．1　高温度ケーブルの開発

高速増殖炉などの高温度に耐えられる中性子検出器の開発にあたり、難問の一つに信号伝送と印加電圧とを行う炉内ケーブルがある。ケーブルは検出器と同様に原子炉炉心内でその苛酷な条件で使用され、そのうえ検出器からの微弱な信号電流を正確に炉外の計測装置へ伝達しなければならない。

われわれは種々の試作と実験を繰り返し、下記の高温用ケーブル開発に成功した。Fig. 1 はその開発ケーブルの概略図で、高純度アルミナ

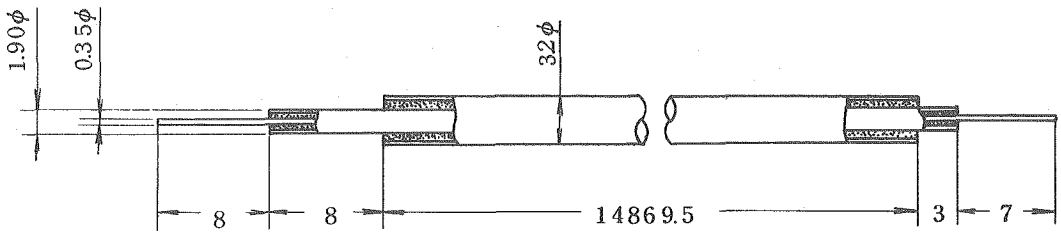



Fig. Ⅰ　Tri－Axial Cable（mm）

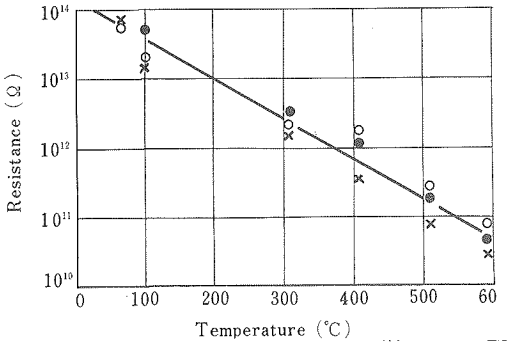



Fig. 2　Insulation Resistance of Tri-Axial Cable

を充填物とするステンレス被覆の無機物充填線である。ステンレス被覆はナトリウム耐蝕試験で良い結果を得ているSUS27を採用した。図に示すごとく外径寸法3.2mmφで全長約15メートルである。ケーブルの温度特性は完成したケーブルを電気炉内で加熱して、ガードリングを使用した状態で100V印加して漏洩電流を測定した。Fig. 2にその実測値を示す。ガードリング使用のため理論的には漏洩電流がないと考えられるが、実際上は温度の上昇にともない漏洩電流が増加して600℃では、みかけ上の抵抗値として$10^{10}$Ω弱の抵抗をもつことがわかる。これは検出器に100V印加時の漏洩電流が$10^{-7}$A以下となり、検出器に使用した時の信号電流予想値$10^{-3}$Aと比較すれば充分に低い値となる。したがって実用上問題のないケーブルが開発できたといえる。

### 3.2　10mmφ検出器の構成

開発した検出器は同軸円筒型の高温度用電離箱で全体をケーブルと同様に金属とセラミックで構成した。Fig. 3にその概要図を示す通り電離箱は単体で気密構造となっており、外部に対してはステンレス保護筒によって被覆してある。また電離箱と無機物充填線の電気的な結線は、保護筒内で相互にアルミナで絶縁し固定して結線した。この結線部分とケーブルは電離箱と同様に温度処理して不活性ガス充填の構造となっている。

全体完成時の寸法はFig. 3のごとくセンサー部分が9.2mmφ×113mmでケーブル外径3.2mmφ、コネクターの外径15mmφとした。試作品の全長はセンサーからコネクターまで15mで一体の熔接構造となっている。完成時の写真をPhoto 1に示す。

高速炉用の検出器で構造上特に問題の多いのは電離箱内外の電極支持材料である。フォルステライト、マグネシア、シリカ、ベリリア、サファイヤなどのセラミック系の高温度絶縁材料を試験し試作を続けた結果、われわれは重要部分にベリリアとサファイヤを採用した。ベリリアは高温度において高い絶縁特性を持つと同時に熱伝導度も良く、このため照射中の検出器内部温度を比較的低くできる。また高純度アルミナ

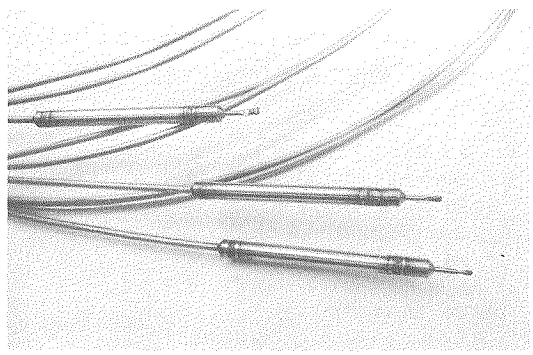


Photo 1　10mmφ Detectors

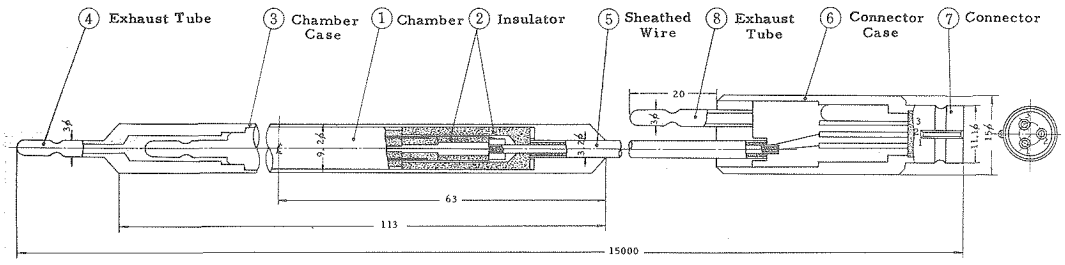



Fig. 3　10mmφ In−Core Neutron Monitor

Table 2　Specification of the FBR In−Core Monitor

| | | |
|---|---|---|
| ASSEMBLY NUMBER | FBR 6 −10TU | |
| CHANBER NUMBER | ——— | |
| MATERIALS | | |
| Detector case | SUS304 | |
| Electrode coating | 89.89% enriched U−235 | |
| Cable sheath | SUS 304 | |
| Insulator : Detector | Sapphire, Beryllia and Alumina | |
| Cable | Alumina | |
| Connector | Alumina | |
| Filling gas | Argon at 760 mmHg | |
| MAXIMUM RATING | | |
| Temperature | 600℃ | |
| Pressure | 150kg／cm$^2$ | |
| CHARACTERISTICS | | |
| Neutron Sensitivity | Thermal neutron | $1\times10^{-16}$ Amp/nv |
| Gamma Sensitivity | $4\times10^{-14}$ | Amp/R/Hr |
| Insulation resistance | | |
| at room temp | $>1\times10^{10}$ | ohm |
| at high temp | $>1\times10^{7}$ | ohm |
| Operation voltage | 100 | volt |
| Plateau tangent | <0.1 | %／V |
| DETECTOR DIMENSIONS | | |
| Sensor diameter | 9.2 | mm |
| Sensor length | 133 | mm |
| Overall 〃 | 15000 | mm |
| Active length | 25.4 | mm |
| Cable diameter | 3.2 | mm |

の結晶であるサファイヤは高温での絶縁特性に秀れているが、現在の加工技術では金属との気密シールが難しい。これらの特長をいかして、われわれは検出器内部で二種の材料を使いわけた。また検出器の電離ガスも高温度での特性変化要因として充分な注意が必要であるが、われわれは高温での安定性を考慮して純アルゴンを採用し1気圧を電離箱内に封入して使用した。試作検出器の仕様をTable 2に示す。

3．3　検出器の性能試験

検出器の特性を知るために下記の特性試験を実施した。

○　電離箱の温度特性試験；Table. 3に示すごとく600℃の高温において$10^8\,\Omega$以上の良い絶縁抵抗値を示していることがわかる。

○　検出器の温度特性試験；電離箱とケーブルを結線し検出器として温度に対する絶縁抵抗値の測定をした結果、Fig. 4の結果を得た。図で明らかな通り目標値の600℃における抵抗値$10^7\,\Omega$を必ずしも満足するものではないが、絶縁抵抗値の改良は(今後の問題として)照射特性試験に支障がないと判断して進むこととした。

○　原子炉（TTR）加熱照射試験；ＴＴＲに設置した高温炉内試験装置Photo. 2に検出器を設置し、高温照射試験を実施した。Fig. 5に検出器の飽和電流特性を示す。高温度(620℃)において特性に変化が見られるが、これは信

Table 3　Insulation Resistance of Detector Head (Ω)

| | Room temp. | 600℃ |
|---|---|---|
| No. 1 | $>10^{13}$ | $8.2\times10^{8}$ |
| No. 2 | $>10^{13}$ | $5.4\times10^{8}$ |
| No. 3 | $>10^{13}$ | $1.0\times10^{9}$ |
| No. 4 | $>10^{13}$ | $6.4\times10^{8}$ |
| No. 5 | $>10^{13}$ | $6.8\times10^{8}$ |

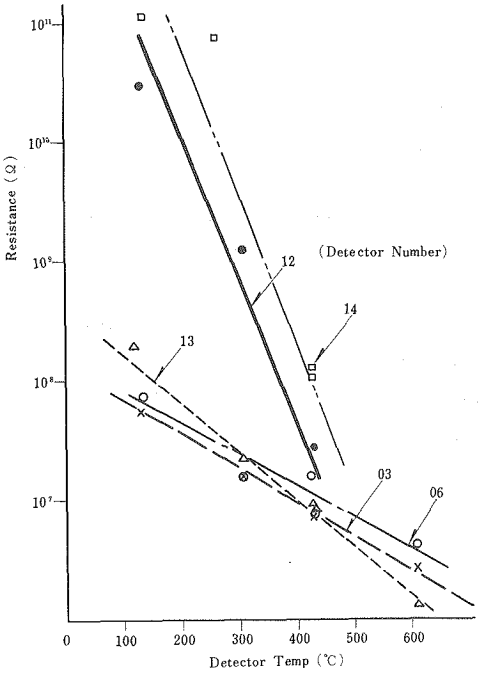



Fig. 4　Temperature Resistivity

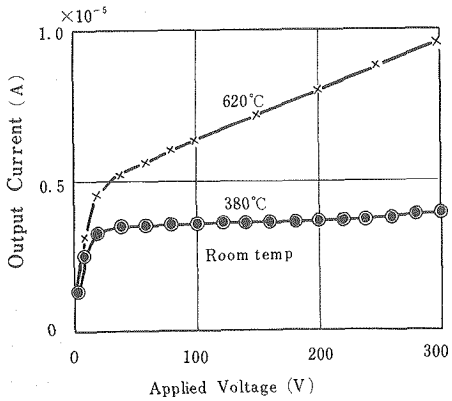



Fig. 5　Saturation Current Curve for Neutron Flux

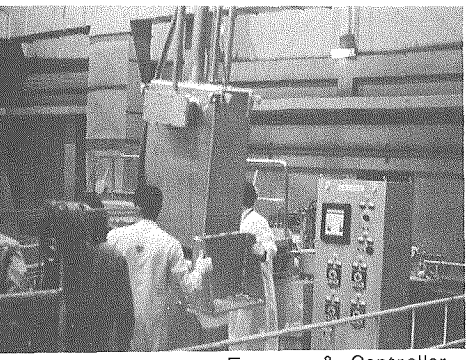


Photo 2　In-Reactor Furnace & Controller

号電流に漏洩電流が重なったもので、実用時には信号電流と漏洩電流の比が改善されるので特に問題にならないと予想される。Fig. 6は原子炉出力に対する検出器出力の比例特性で、ここでも高温時の特性が比例性を失っているが、飽和電流特性と同様に実用上問題とはならないと判断できる。

これらの特性試験結果から、短時間の照射試験においては充分に実用性のある検出器の開発に成功したとの確証を得て、長期の照射試験準備に着手した。

### 3.4　ナトリウム中における高温照射試験

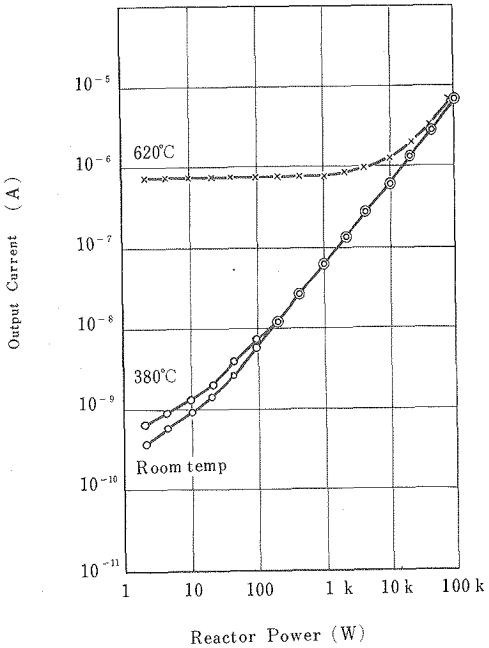



Fig. 6　Output linearity

高速炉が稼動していないわが国において、中性子検出器のナトリウム中での長期照射特性試験は難しい。そこでわれわれは短期間において長期照射と同等の検出器使用結果を得るため、熱中性子束照射ではあるがＪＭＴＲを利用して$10^{21}$nvtまでの照射寿命試験を実施した。これは中性子検出器の寿命を左右するもっとも重要な要因と考えられる中性子変換物質$U^{235}$の燃焼率だけに着目すると、高速炉炉心内で数年（例えば「常陽」MARK－IIでは約２年）の使用と同等の加速試験になる。この仮定では高速中性子束による検出器内部の損傷や特性変化は考慮されていないため、完全に高速炉条件での試験結果ではないが現状で最良の試験方法であり、第１段階として充分な結果が得られたものと思われる。

Fig. 7に照射に使用したキャプセルの概念図を示す。キャプセルはナトリウムを充填したナトリウム容器とその容器を加熱、保温するための真空容器とにより構成した。加熱方式はナトリウム容器のガンマ線加熱とし、真空容器内のヘリウム量を制御して熱伝達系数の変化による温度制御とした。温度測定は容器内に３本の熱電対を装荷して実施した。

キャプセルの製作は検出器および熱電対をナトリウム容器内に設定したのちに、ヘリウム雰囲気中でナトリウムを加熱熔融し充填した。ナトリウム充填量は56ｇで600℃における膨張を考慮したプレナムヘリウム圧力は4.6気圧となる。

キャプセル中に装荷した検出器３基の受ける照射条件は熱中性子束で$2\times10^{14}$nv、高速中性子束が約$1\times10^{14}$nvでガンマ線による発熱量が６watt/ｇである。この照射条件により約50日間の運転照射を実施した。運転中キャプセル内部温度は熱電対により常時監視し、50日間中の約35日間は550℃に制御して運転した。

検出器出力は炉外に引き出した信号線により、JMTR計測室において連続測定した。検出器＃２、＃３は高速炉炉心を想定して中性子感度を撰定し試作したもので、JMTR炉心内では熱中性子束による反応が大きく信号が飽和する。このため定常運転時の測定は不可能で照射だけを進行し、JMTRの燃料交換にともなう停止、起動時にその特性の変化を測定した。このことは短時間での寿命加速試験ではさけられない。しかし検出器１本は出力電流の飽和をあらかじめ考慮して中性子感度を低減して照射試験を実施し、JMTR定常運転中にも連続測定を実施した。

Fig. 8に約$2\times10^{20}$nvt照射時点における検出器の原子炉出力に対する出力、Fig. 9に$5\times10^{20}$nvt照射時点における検出器飽和電流特性を示す。この特性データ測定時のナトリウム温度は10MW以上で除々に上昇し、50MWth時点では約400℃となった。照射はこのあとに真空制御を行ってナトリウム温度を550℃まで上昇して実施した。なお550℃におけるプラトー特性も温度による影響は認められない。しかし照射効果は予想以上に大きく、照射３基の検出器中２基までが照射途中で絶縁劣化を示した。これは今後の照射特性試験を通して十分に検討し

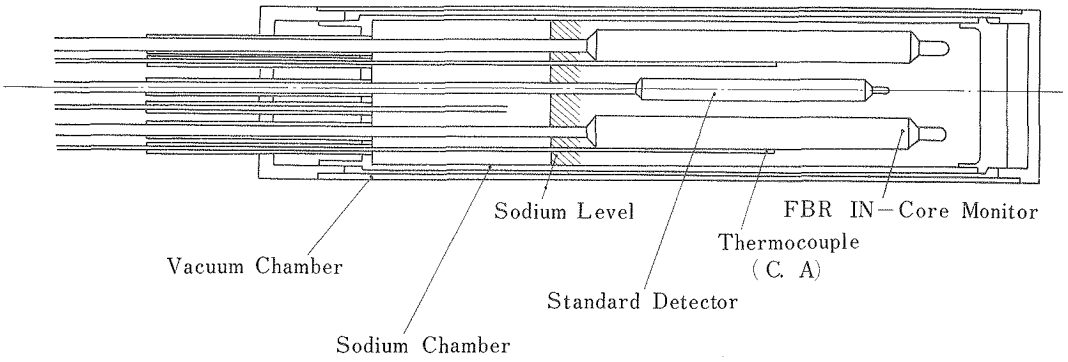



Fig. 7　In-Core Monitor Irradiation Capsule

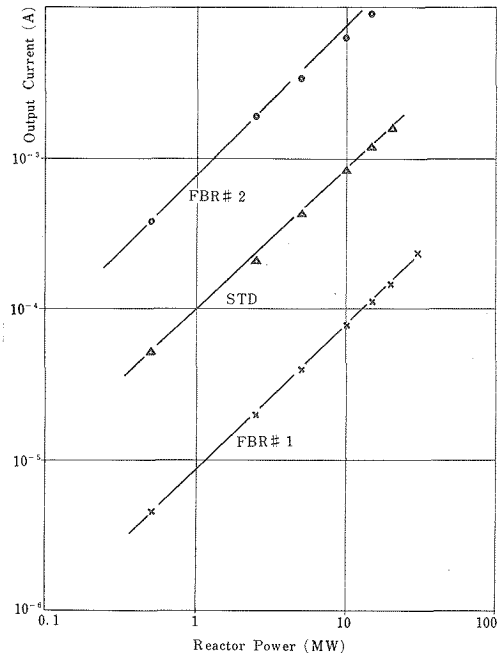



Fig. 8 Output Linearity at JMTR

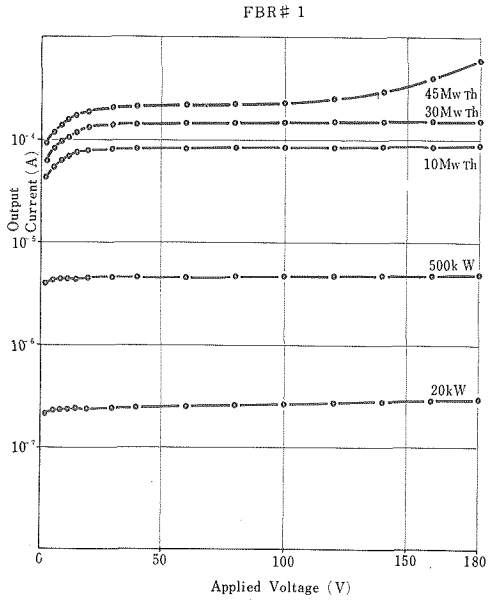



Fig. 9 Saturation Current Curve at JMTR

信頼性の向上をはかる必要がある。

## 4．6.3mm φ検出器

10mm φ検出器の開発結果を基盤として「常陽」計装線付燃料集合体用の炉心内中性子検出器の開発を推進した。

この開発は別途開発が進められている「常陽」MARK－II炉心用の計測線付燃料集合体の一部として燃料ピンを改造し中性子検出器をピンの代用として設置するもので、集合体は炉心内に設置され中性子検出器は集合体内の中性子束を試験中常時測定することになる。したがって検出器寸法は前述の10mm φと異なり燃料ピンと同一寸法で6.3mm φが要求される結果となった。

基本的な検出器構造は10mm φと同一で同軸円筒型電離箱、中性子変換物質は濃縮ウランである。使用したケーブルは3.2mm φの2重同軸で10mm φと同等のものを使用している。Photo. 3 に検出器写直、Fig. 10に検出器図面、Fig. 11に検出器を内蔵した燃料ピンの一次設計図面を示す。燃料ピンの設計試作は今後計装線付燃料集合体として進められる予定である。われわれはFig.

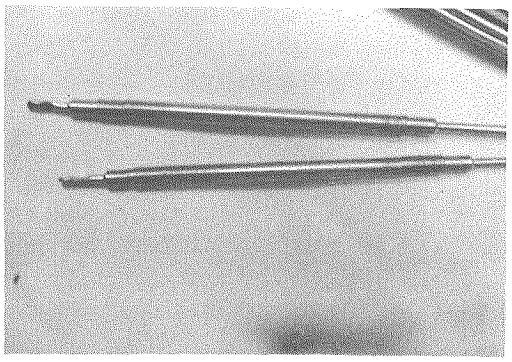


Photo 3　6.3mm φ Detectors

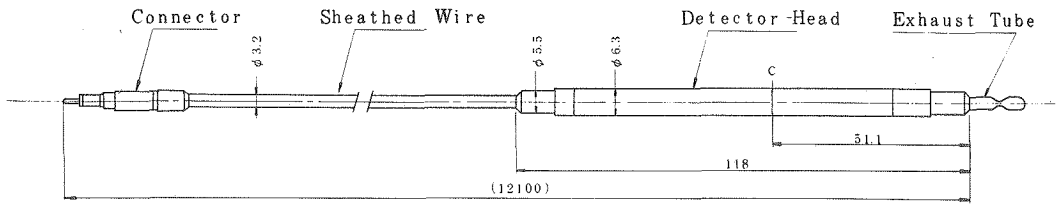



Fig. 10 Dementional Drowing of the Trial Detector (Units：mm)

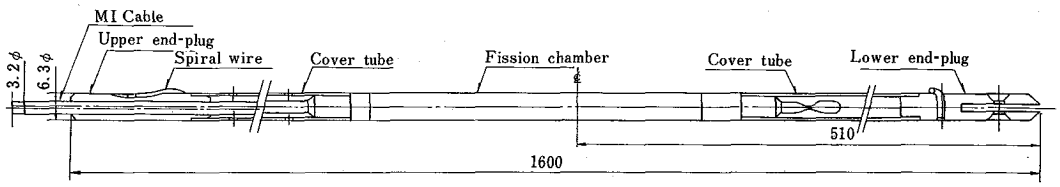



Fig. 11　Defector Pin for Fuel Assembly

Table 4　Specification of the FBR In−Core Monitor

| | | |
|---|---|---|
| ASSEMBLY NUMBER | FBRS−29 | |
| CHANBER NUMBER | | |
| MATERIALS | | |
| Detector case | SUS 316 | |
| Electrode coating | 89.89% enriched U−235 | |
| Cable sheath | SUS 316 | |
| Insulator Detector | Sapphire and Beryllia | |
| Cable | Alumina | |
| Connector | Alumina | |
| Filling gas | Argon at 760 mmHg | |
| MAXIMUM RATING | | |
| Temperature | 600℃ | |
| Pressure | 150kg／cm$^2$ | |
| CHARACTERISTICS | | |
| Neutron Sensitivity | Fast neutron $3.7\times10^{-19}$ Amp／nv | |
| | Thermal neutron $8\times10^{-17}$ Amp／nv | |
| Gamma Sensitivity | $1\times10^{-14}$ Amp／R／Hr | |
| Insulation resistance | | |
| at room temp | $>1\times10^{10}$ | ohm |
| at high temp | $>1\times10^{7}$ | ohm |
| Operation voltage | 100 | volt |
| Plateau tangent | ——— | %／V |
| DETECTOR DIMENSIONS | | |
| Sensor diameter | 6.3 | mm |
| Sensor length | 118 | mm |
| Overall 〃 | 12000 | mm |
| Active length | 25.4 | mm |
| Cable diameter | 3.2 | mm |

10に示す検出器の設計、製作を実施した。Table 4に試作した検出器の概要を示す。前述のごとく基本的には10mm φ検出器と同じであるが全体が小型であるため、絶縁抵抗値を保つことが難しく細部について種々の工夫と検討が加えられた。

4．1　6.3mm φ検出器の特性試験

試作した検出器につき10mm φ検出器と同様、TTRにおける加熱照射試験を中心とする特性試験を実施した。Fig. 12は電気炉による温度試験結果で、試作検出器2本が550℃の高温度において$10^8$ Ω以上の絶縁抵抗値を示す好結果を得

ている。Fig. 13およびFig. 14はそれぞれ原子炉（TTR）における出力直線性と蝕和電流特性図である。この結果も6.3mmφ　の測定結果と同様に信号電流が比較的小さいために漏洩電流が重なって温度による特性変化が大きく示されて

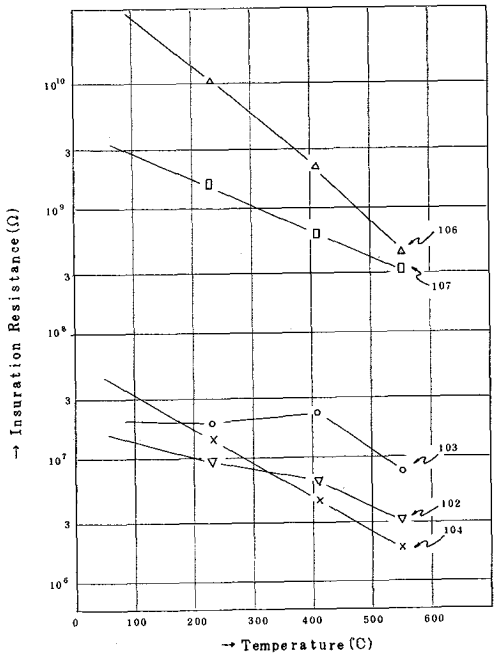



Fig. 12　Temperature Dependence of Insulation Resistance of the Detectors

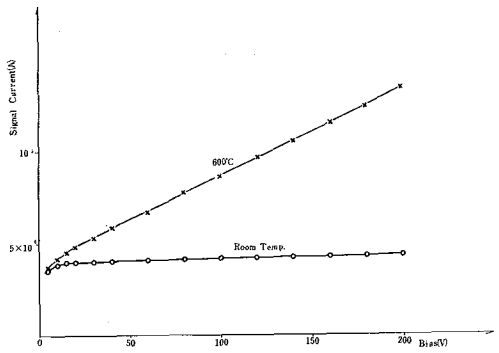



Fig. 14　Saturation Current Curve at TTR

いる。しかし実用上は高速炉炉心内での信号電流値が約100～1000倍期待できるので漏洩電流による誤差は微少になると考えられる。

これらの短期間の高温照射実験データから、6.3mmφの検出器はその性能、特性上「常陽」炉心内で使用可能な検出器であると考えられる

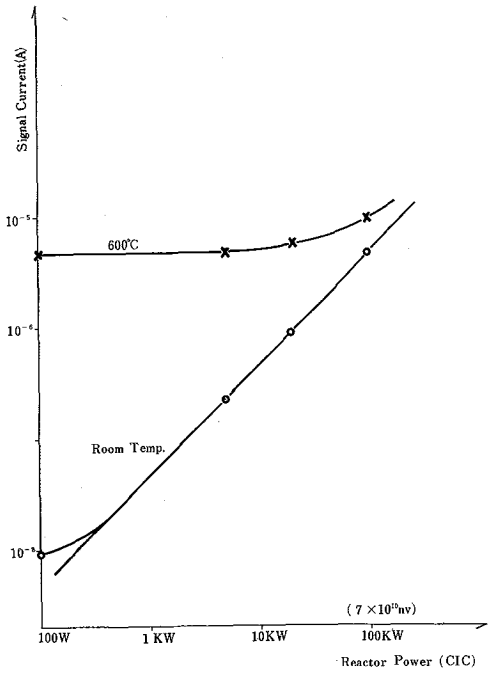



Fig. 13　Output linearity at TTR

が、今後高い放射線場における長期照射での検出器特性変化を知る必要がある。現在JRR－4における照射特性試験の準備を急いでいる。

## 5．あとがき

以上のごとく炉心内中性子検出器の開発研究の現状として10mmφ、6.3mmφの高速炉心内中性子検出器の特性と現状について述べた。結論として10mmφ検出器の完成と6.3mmφの試作成功があげられる。10mmφについては研究成果が認められ、ドイツ国立研究所より利用の申し入れがあり共同研究としてＫＮＫ炉心で利用された実績もあるが、試作した全数が必ずしも満足できる結果とはなっていない。

6.3mmφ検出器は試作段階での短期照射試験結果でその特性を確認し、今後長期照射試験を実施し実用化へ進む予定である。

最初にも述べた通り検出器の信頼性は原子炉にとってもっとも重要な要素であり、今後とも改良と信頼性試験が多く必要と思われるが、近い将来高速実験炉が完成することにより、良い実証試験が可能となることを期待している。

## 6．謝辞

本研究の推進にあたり多大の御援助をいただいた動燃事業団高速炉開発本部の各位、ならびに本研究の推進に創意と工夫をもってあたって下さった関係の方々に厚く感謝する。

# 海外における動力炉開発の状況（16）

## 1．高速増殖炉

### 1.1　米　国

(1)　CRBR

CRBRの管理責任をERDAに移管する変更協定を、ERDAは1976年度予算案と同時に議会に提出した。JCAEメンバーの1部では、この変更案中の大きな建設変更があって、これを承認できない場合、電力会社は脱退できるという条項を問題にしている。この脱退条項は電力会社の強い要求であるが、JCAEメンバーの1部では、この場合民間参加者はすでに得た技術情報に対し対価を払うのか、違約金は課せられないのかなどを問題にしている。この問題について聴問会を開催するかどうかは、これに関心を持つメンバーの数によって決定される[24]。

1976年度およびこのあと3か月の暫定期間大統領府の要請によりCRBRの予算が$60.5m.削減されたため、CRBRの工程は予算上15か月遅れて臨界は1982年8月から1983年10月に延びた。工程の詳細は法案が議会審議を終了するまで発表されない[17]。一方NRCはCRBRのLWA（Limited Work Authorization）を1976年11月4日発行し、1977年7月8日建設許可できる考えである。この計画によれば、CRBRの臨界は1983年10月となる。環境報告書は1975年4月11日受理され、最終環境効果陳述書は1976年4月23日発行される予定である。安全評価報告書は1976年10月1日完成される。PMCとしては、1975年9月にLWAを得ることを希望していたが、予算削減により工程が延期になったため、NRCのスケジュールで満足している[29]。

GE社は、CRBR1次および2次ポンプ合計6台、プロトタイプ1台の設計製作をBorg－Warner Corp、のByron Jackson Divisionに$34.8m.で発注した。プロトタイプは1978年3月よりLMECが試験が開始される。WH社は、鋼製格納容器の製作据付けを$21.4m.でChicago Bridge & Iron Co.に発注した。完成は1981年12月である。またWH社は、IHXの設計を$5.2m.でFoster Wheeler Energy Corp.に発注した[11]。

(2)　NCBR

ERDAとEPRI（Electric Power Research Institute）は、均等出資で大型LMFBRの設計を開始する。資金は$30m.である。GE社、WH社、AI社の3炉メーカー、Bechtel社、Burns & Roe社、Stone & Webster社の3建築技術会社がすでに選定され、ERDAとEPRIは過去の経験などを考慮して炉メーカー、建築技術会社1社ずつよりなる3組をつくり競争させる[26]。

期間は30か月の予定で、3期に分けられ、各段階で1組もしくは複数組が次の段階に進むのかが決められる。第1段階では、種々の主要代案の研究、商用炉のもっとも望ましい大きさ、運転温度、コンポーネント配置などを検討する。第2段階では、これらを検討して選んだパラメーターにより設計概念をまとめる。第3段階では、これらをさらに詳細に検討する。商用炉の性能が明らかになったら、第1段階で先行するNCBRとしてどの位の容量、性能を持つものが建設されるべきかについて検討する[26]。

ERDA／EPRIは、このプロジェット期間中にこのプロジェットに参加する電力会社のグループを選定し、適当な時期に商業化が達成できるよう配慮する。各設計チームには、そのプラントを所有すると想定された電力会社より1人

のプロジェクト・マネージャーが任命される[26]。

(3) GAOのLMFBR報告書

GAO（General Accounting Offire）は、1974年12月以来6番目のLMFBRに関する報告書[1]を発表した。電力需要、ウラン資源量、LMFBR開発費、経済性、安全性などについて概括的な検討を加えた上でLMFBRのR&Dを継続すべきことを結論し、GAOが検討を行った各項目について関係省庁で十分な調査研究をするよう勧告している。

原子力反対者は、GAOが監視的な機関としてLMFBR反対の立場をとり、強力な武器になると期待していたが、GAOは現在のLMFBRのR&D計画に変更を加えないことを主張し、反対運動に反論さえ行っている[20]。

1.2　フランス

Super－Phénixの発注は、1976年後半となる。1年前には1975年4月とみられていたが、これが7月に延び、次に10月となった。遅れの理由は、フランスとイタリーのコンポーネント供給業者の共同作業の複雑さにある。このためコンポーネント・コストが高くなったが、EDFはこの値上り分の支払いを拒否しており、共同作業を簡単に行えるように計画の再編成を要求した[12]。

熱中性子炉がFramatomeのPWRで統一されたことにより、CGEはFBRに重点をおかざるを得なくなった。CGEはPhénixで主導的な役割りを果し、Snper－Phénixではプロジェクト・リーダーになる予定である。次の2,000MWe大型FBRは2、3年内に発注の予定である[22]。

フランス産業省は、FBRの分野でCreusot－Loireグループが CGEと提携するのは歓迎であると述べた。CGEとBabcockはすでにGAAAおよびGNRの2つの設計小会社を設立しているが、政府はCreusot－Loireも両社に参加するのがよいと考えるに至った[3]。

1.3　英　国

議会で強力な発言権を有するCommittee of Public Accountsは、PFR遅延の原因とその影響についてUKAEA、大蔵省、エネルギー省で検討するよう要求した。さらにエスト上昇額、遅延を生じたものに課された罰金の妥当性、商用FBRにこの教訓が生かせるかどうかなども検討するよう要求した[18]。

同委員会はさらに、PFR建設に対してAEAの契約では報奨的でないことを批難している。特に問題にしているのは、1969年TNPGが設計と建設管理を引き継いだときの協定である。コスト・プラス方式で、建設管理を効率的に行うことについて金銭的には旨味がない方式になっている。PFR遅延の最大原因はルーフが33か月遅れたことにある。技術的問題や労働問題のほかに建設中240回も契約仕様書の変更があった[18]。

PFRは出力運転を開始し、蒸気発生器3基のうち1基による運転で出力は30MWeである。他の蒸気発生器は1か月の間隔で運転を開始する予定で、早急に250MWeに達する。蒸気発生器の漏洩チューブは盲にされ、1部は検査のために取り出された。溶接部が収縮して亀裂を生じリークを生じたもので、特殊な例で一般的ではない。製造過程中に生じたかどうかについては、出荷前にヘリウム漏洩試験に合格したものであること、したがってヘリウム試験が実回路中で検出されるような小さな漏洩を事前に検出し得るかどうかが問題となっている。PFRでの経験によれば、漏洩を検出して回路を切り離すまでに十分な時間があることがわかった[13]。

Nuclexおよび日英会議でCFRの設計詳細が明らかにされた。PFRの1重回転プラグ、容器内燃料貯蔵方式に対し、2重回転プラグ、傾斜シュート方式である。蒸気発生器はPFRとほぼ同じ寸法のU字管型16基が設けられる。再熱はナトリウム加熱でなく、蒸気加熱方式である。現在1番重要なことは、政府の援助を得てCEGBがCFRの発注を行うことであるが、発注予定は1970年代はじめより毎年1年ずつ遅れている[14]。

DFRは、1976年10月閉鎖されることになった。DFRは1954年建設決定、1959年運開、高速炉技術の開発、新型燃料の照射に重要な役割りを果した[10]。

1.4　西ドイツ

1975年3月6日Bensburgで開かれた高速炉計画現状報告会で、RWEのA. W. Eitzは、SNR－2の着工はSNR－300の運転開始後、すなわち1980年、運開は1987／88年と述べた。間もなく1975年から77年までのDefinition Phaseの大綱が決まる。このあと80年までの計画が決められる(4)。

Baden－Wuettemberg州経済省は、1975年5月2日KNK高速炉心改造第1回許可を行った。KNKは、1974年9月改造のため停止し、1976年はじめ改造完成、1976年秋全出力の予定である(4)。

1.5　イタリー、インド

イタリーのCNENは、NIRAと140MWt PECの契約を行った。PECの建設費はLit125bn.で、運開は1979年の予定である(16)。

インド議会の声明によれば、FBTRの臨界は1979年はじめとなり、原計画から3年遅れである。遅延の原因として、クレジットの条件、技術移入についてフランスとの合意が遅れたこと、第2の原因として仕様のきびしいことがあげられている(19)。

## 2. 新型転換炉（重水炉）

2.1　米　国

ERDAは、AECLとの共同研究によりCANDUの再評価を行うことになった。ERDA国際局長Nelson Sieveringは、1975年7月AECL John Foster総裁に書簡を送り、共同研究を申し入れ、AECLはこれを了承した。カナダは、引き換えに米国の技術、安全性の研究結果などを得ることになる(15)。

この動きの背景として、米国の科学者達、特にノーベル賞受賞物理学者Hans Betheは、重水炉の輸入を政府が許可し、電力会社が真剣にCANDUを購入するよう提唱していたことがあげられる。濃縮費が不要なこと、新しい濃縮工場用の大量の電力を節約できること、さらに燃料利用効率が高いので、米国の埋蔵ウランの有効利用をはかれることなどがその理由である。科学者達は、電力会社がCANDUを採用したがらないのは、許認可問題のためと考えている。したがって共同研究の目的は、現行NRC規制下でCANDUが建設許可をとり得るかどうか、および米国の許認可条件により建設費にどの位影響をおよぼすかを検討する点にある。NRCが参加するかどうか今のところ不明である(21)。

ニュー・ハンプシャー州Berlinに本社があるInternational Generation & Transmission Corp.は、CANDUの研究を行ってきており、AECLとも打合せを重ねてきた。1970年のBerlin市の投票の結果、IG&T社は、郊外にCANDUを設置することを承認された。最近IG&T社はNRCに計画の概要を説明し、さらに詳しい資料を提出すれば、申請前審査を行うとの解答を得た(23)。

昔同研究の対象として、CANDU－PHWより200°F高い700°Fの蒸気の得られる有機材冷却炉（HWOCR）があげられている(9)。

2.2　英　国

CEGBは、年報のなかで現在の電力需要予測より原子力を除き石炭火力および重油火力発電所を1978年まで発注する必要はないとしている。AGRの教訓により、CEGB、NPCは設計、仕様、開発に十分時間をかける(2)。

SGHWRの設計は、安全性、保修の容易性、運転員の被曝量の低減の3つの観点から検討が加えられている。詳細設計に進む前に、ボイラーでは、接近の容易性、内部構造物の取換えの容易性などの点で縦型か横型かを決めねばならない。BNFLは1974年価格の£1m.で成型加工工場を拡張する。次の段階は主要コンポーネントのプロトタイプの開発の発注で、エネルギー省が8月に決定した£50m.が原資である。対象は蒸気ドラム（B&W）、圧力管集合体（Clark Chapman－John Thompson）、フェンス・ヘッダー（B&W）、ポンプ（Hayward Tyler）、カランドリア（Whessoe）である。試作されたコンポーネントはSizwell B発電所に使用され、CEGBは、量産後のコストを負担する。英国で発電所発注前にコンポーネント開発が行われるのはこれが最初である(5)。

エネルギー大臣は、CEGBに対しSizewell発

電所に対する投資を承認し、スコットランド省はSSEBに対しTorness発電所に対する投資を承認した。この承認により両電力庁は設計と建設を開始できるが、原子炉部分については保健安全当局のサイト・ライセンスがなければ着手できない(3)。

2.3　カナダ

1974年のPickering発電所正味利用率は74.3%であった。運開以来の利用率は79.1%である。1974年の各ユニット正味利用率はそれぞれ72.0、88.4、42.7、93.9%であった。負荷時燃料交換は全ユニットとも定常的に行われ、1974年中1,565体の燃料が交換された(6)。

AECBは、New Brunswick電力委員会に対しPoint Lepreau発電所の建設を最終的に許可した。許可が遅れたのは、Fundy湾が良好な漁場であるため、有害物質の放出が問題となったためである(8)。

AECL John Foster総裁は、Montrealで開かれたスイス・カナダ通商会議で、2,000MWeユニットの予備設計が完成したこと、大容量化にあたって制約条件はないことを発表した。同総裁は、2000年には130,000MWeの発電容量を計画していることもあわせて発表した(7)。

Ontario州は、同州北部に2つの原子力発電所を建設する計画を明らかにした。1つはGeorgian湾のNorth Channelに4×750MWeを1985年完了予定で建設する。Bruce発電所と同じように重水工場が1980年代後半に建設され、この工場にプロセス蒸気を供給する。いま1つの計画は、Superior湖北岸に建設されるもので、2,000MWe、1990年代完成である(7)。

AECLは、近くNova Scotia州政府よりGlace Bay重水工場の引き取りを行う。AECLは20年間にプラント代として$66m.を支払う。AECLはプラントを賃貸し、$130m.で再建を行ってきた。400t/yrプラントは、1975年末より運開する。現在稼働中の重水工場はPort Hawkesbury、Bruce工場で生産容量は1,200t/yrで、1980年までにBruce工場追加分、Gentilly（容量各800t/yr）が稼働し、1980年時点で合計4,000t/yrとなる。これにより1980年より少し先までAECLの供給した炉に対し重水供給が可能となる(28)。

Ontario州エネルギー省はBruce重水工場第4期の建設を許可した。第2期、第3期の完成は1978年に遅れ、第4期は1979年完成、建設費$600m.である(7)。

2.4　アルゼンチン

Rio Tercero発電所および追加CANDU輸入について、カナダは1974年12月より新しい保障措置条項を織り込むようアルゼンチンに要求していたが、アルゼンチンはカナダの要求するプルトニウム輸出禁止条項を諒承する予定である。原協定ではIAEAの査察だけを要求されていたが、インドの核実験以来2国間保障措置条項をカナダは要求していた。協定原案がまとまれば、建設中のRio Tercero発電所装置類の供給はすぐに再開される(25)。

アルゼンチンのインフレーション率が年200%と高く、最近1か月で20%に達している。このためAECLは近くCNEAと契約の再交渉を行う。発電所完成時の最終価格はエスカレーション条項により改訂されるが、問題は出来高払いで契約したアルゼンチン業者が高い価格になるのを待って納期を遅らせる点にある(27)。

**主なニュース・ソース**（50年11月15日現在）


(1) The Liquid Metal Fast Breeder Reactor : Promises and Uncertainties, General Accounting Office, OSP−76−1, July 31, 1975
(2) The Reuter Applied Atomics Report Aug. 5, 1975 p. 5
(3) 同 Sep. 30, 1975 p. 4
(4) Atomwirtschaft July 1975 p. 266
(5) Financial Times Oct. 6, 1975 p. 30
(6) Nuclear Engineering International May 1975 p. 468
(7) 同 June／July 1975 p. 503 (8) 同 June／July 1975 p. 504
(9) 同 Sep. 1975 p. 639 (10) 同 Sep. 1975 p. 642
(11) 同 Sep. 1975 p. 643 (12) 同 Oct. 1975 p. 882
(13) 同 Nov. 1975 p. 897 (14) 同 Nov. 1975 p. 905
(15) Nuclear Industry July 1975 p. 34
(16) 同 July 1975 p. 35 (17) 同 Sep. 1975 p. 35
(18) Nuclenoics Week July 17, 1975 p. 10
(19) 同 July 24, 1975 p. 8 (20) 同 July 31, 1975 p. 3
(21) 同 Aug. 7, 1975 p. 3 (22) 同 Aug. 14, 1975 p. 6
(23) 同 Aug. 21, 1975 p. 10 (24) Sep. 18, 1975 p. 5
(25) 同 Sep. 18, 1975 p. 6 (26) 同 Sep. 25, 1975 p. 10
(27) 同 Oct. 9, 1975 p. 9 (28) 同 Oct. 16, 1975 p. 12
(29) 同 Oct. 30, 1975 p. 3

# その他

## 外部発表活動

昭和50年7～9月における動力炉開発関係の口頭発表件数は次表のとおりであった。

単位：件数

| 事業団職員 | 外部機関職員 | 計 |
|---|---|---|
| 14 | 2 | 16 |

## 寄稿論文

同期間において学会誌、機関誌などに寄稿された論文はつぎのとおりであった。

- 市野市郎、中井靖、川島俊吾（動燃）：「高速炉用構造材料の選定上および使用上の留意点」原子力工業7月号
- 鈴木岑二（日本エネルギー経済研究所）：「高速増殖炉開発の費用／利益分析」原子力工業7月号
- 木下誠人、前川泰章、衛藤福雄、森下恭一（富士電機製造㈱）：「高速実験炉“常陽”保健物理計装設備および諸設備」富士特報vol. 48 No. 7
- 藤平一重、広瀬正雄、河島弘明、阿部興司、金森昭士（㈱日立製作所）：「50MW蒸気発生機ナトリウム液面制御」日立評論7月号予定定
- 田中晴比古（富士電機製造㈱）：「高速実験炉常陽燃料出入機の写真」50年版原子力年鑑、原子力産業新聞および原子力学会誌
- 沢井定（動燃）：「新型転換炉」日本機械学会年鑑
- 三木良平、三本保秀（動燃）：「高速増殖炉」日本機械工学年鑑
- 市野市郎、川島俊吾（動燃）：「高速増殖炉」日本機械学会誌8月号予定
- 吉田亮造（動燃）：「新型転換炉の開発」原子力年鑑50年版
- 神尾恭一（動燃）：「高速増殖炉の開発」原子力年鑑50年版
- 宮園昭八郎、荒克之、松本正勝（日本原子力研究所）：「電気容量型高温用ひずみゲージについて」日本非破壊検査協会誌vol. 24No. 8
- 苫米地顕（動燃）：「最近の高速炉の動向－パリ国際会議を中心にして」原子力工業8月号
- 西尾軍治、木谷進、高田準一（日本原子力研究所）：「Release of Plutonium Oxide Aerosol to Atmosphere in a LMFBR Hypothetical Accident」Nuclear Engineering and Design 8月予定
- 三木一克、井上孝太郎（㈱日立製作所）：「Evaluation of Desired Accuracy for Hot Spot Factors in Fast Reactors.」日本原子力学会欧文誌8月号
- 清水勝邦（三菱重工㈱）：「In－Service Inspection Tool for Primary Coolant System of FUGEN.」同社の海外PR用パンフレット
- 小堀哲雄（動燃）：「原子炉工学基礎講座－設計運転制御－炉心設計(2)」原子力工業vol. 21 No. 8
- 清水督之、三戸慶一（大成建設㈱）：「漏洩率試験に関する研究」空気調和衛生工学会誌8月号予定
- 苫米地顕（動燃）：「第1回欧州原子力会議－高速増殖炉」日本原子力学会誌vol. 17 No. 8または9
- 木下誠人（富士電機製造㈱）：「高速増殖炉常陽の設計建設に参加して」FAPIG No. 78
- 堀雅夫（動燃）：「液体金属熱媒体における

熱交換器」ケミカルエンジニアリングvol. 20 No. 9

■ 黒沢龍平（早稲田大学）：「ウラン鉱山の放射線安全」原子力学会誌vol. 17 No. 9

■ 松田季彦（富士通㈱）：「情報処理入門講座第八巻－電子計算機の応用」同講座第八巻

■ 鈴木庸一、中井靖、星有一、斉藤毅（動燃）：「液体金属冷却高速増殖炉用蒸気発生器の現状」日本原子力学会誌9月号

■ 島津尚志、請地一敏、笹倉一剛、楠純一（石川島播磨重工業㈱）：「蒸気発生器安全性総合試験装置の概要」石川島播磨技報vol. 15No. 5

## 専門委員会活動

昭和50年7～9月における各種専門委員会の活動状況はつぎのとおりであった。

■ ＡＴＲ概念検討専門委員会

第1回　50・8・19
議　題　計測制御
　　その他

第2回　50・9・2
議　題　全体計画
　　その他

第3回　50・9・26
議　題　燃料交換方式
　　その他

■ ＦＢＲ安全研究専門委員会

第100回　50・8・5
議　題　European Nuclear Conference 概要
　　その他

第101回　50・7・29
議　題　炉内実験とその解析コードの開発
　　その他

第102回　50・7・31
議　題　Puエアロゾル関係の文献紹介
　　その他

ワーキンググループ　50・8・29
議　題　49年度報告書草案読み合せ
　　その他

第103回　50・9・16
議　題　局所閉塞水流動試験報告
　　その他

ワーキンググループ　50・9・17
議　題　日本側提出論文読み合せ
　　その他

第104回　50・9・30
議　題　Na中からカバーガス中への沃素移行量の評価
　　その他

■ ナトリウム技術専門委員会

第38回　50・7・23
議　題　規格作成作業の内容検討
　　その他

第39回　50・7・16
議　題　規格作成作業の内容検討
　　その他

第40回　50・8・26
議　題　LMFBR蒸気発生器の安全性研究紹介
　　その他

第41回　50・7・24
議　題　伝熱に関する展望
　　その他

第42回　50・8・6
議　題　規格素案の審議
　　その他

第43回　50・8・20
議　題　規格素案の審議
　　その他

第44回　50・9・17
議　題　プラキング計についての検討
　　その他

第45回　50・9・19
議　題　文献紹介
　　その他

■ ＦＢＲ炉心設計専門委員会

第86回　50・7・8
議　題　JOYO燃料の健全性について
　　その他

第87回　50・8・26
議　題　常陽遮蔽設計について
　　その他

第88回　50・9・9
議　題　49年度成果報告モーツアルト実験解析
その他

■ＦＢＲ燃料材料合同専門委員会
第60回　50・9・10
議　題　高速炉燃料再処理（出張報告）
その他

■ＦＢＲ計測制御専門委員会
第73回　50・7・9
議　題　高速炉用炉外中性子検出系の特性試験
その他

第74回　50・9・23
議　題　高温用ひずみゲージの開発（Ⅳ）
その他

■ＦＢＲ構造専門委員会
第8回　50・7・15
議　題　熱衝撃に関する日米会議について
その他

■ＦＢＲ常陽性能試験専門委員会
第2回　50・7・24
議　題　動燃の開発計画概要
その他
第3回　50・9・5
議　題　ラプソディー炉の性能試験について
その他